

Resum

En el present projecte es pot considerar com a objectiu principal l'anàlisi d'un transitori de llicència amb pèrdua de refrigerant amb la metodologia de millor estimació amb avaluació d'incerteses (BEPU).

A partir d'un model de la planta de la central d'Ascó II s'ha estudiat un transitori de LOCA petit i s'ha analitzat l'impacte d'una sèrie de paràmetres que poden afectar a aquest accident variant-los mitjançant distribucions de probabilitat.

Mitjançant aquest mètode s'arriba a determinar les bandes d'error o d'incertesa que cal esperar partint d'uns nivells de confiança establerts. En el camp de la llicència un càlcul és acceptable quan el valor màxim del paràmetre estudiat més la seva incertesa queden sota el valor del criteri d'acceptació. L'exemple concret és el de la temperatura màxima de beines que en un accident amb pèrdua de refrigerant que ha de romandre per sota de 1200°C. En les metodologies de millor estimació amb avaluació d'incertesa això es concreta si la temperatura màxima de beines més la seva banda d'incerteses queda a sota de 1200°C.

Els fonaments teòrics del procediment consisteixen en mesures de sensibilitat i probes estadístiques àmpliament demostrades i acceptades en l'actualitat a partir de les quals, s'aconsegueix desenvolupar una metodologia pròpia, que compleix amb els criteris d'acceptació de CSN-UPC, i que per tant, podria ser valorada per la seva aplicació i implementació.

La feina realitzada durant aquest projecte consolida el procediment BEPU i la seva validesa en un LOCA petit, així com obre les portes a seguir construint una metodologia acceptada dintre el marc CSN-UPC.





Sumari

RESUM	1
SUMARI	3
1. GLOSSARI	7
2. PREFACI	9
2.1. Origen del projecte	9
2.2. Motivació	9
2.3. Requeriments previs	9
3. INTRODUCCIÓ	11
3.1. Objectius del projecte.....	11
3.2. Abast del projecte	11
4. CARACTERÍSTIQUES GENERALS	13
4.1. Descripció d'una central nuclear	13
4.1.1. Introducció	13
4.1.2. Combustible	14
4.1.3. Barres de control	14
4.1.4. Dissolució de bor	15
4.1.5. Circuit primari.....	15
4.1.6. Pressionador.....	15
4.1.7. Circuit secundari	16
4.1.8. Circuit de refrigeració o terciari	16
4.1.9. Sala de control.....	17
4.1.10. Recàrregues	17
4.2. Descripció del codi de càlcul RELAP5.....	17
4.3. Descripció del model de planta.....	18
4.3.1. Introducció	18
4.3.2. Nodalització del model.....	18
4.3.3. Sistema de control del model	20
5. MÈTODE BEPU	23
5.1. Introducció.....	23
5.2. Millor estimació més incerteses	24
5.3. Metodologia de càlcul	25
5.3.1. Tractament dels paràmetres d'entrada.....	27



5.3.2.	Procediment estadístic	27
5.4.	Aplicacions i conclusions de la metodologia	29
5.4.1.	Metodologia CSN-UPC.....	30
6.	EXECUCIÓ DE LA METODOLOGIA	33
6.1.	Cas base.....	33
6.1.1.	Eines de treball	33
6.1.2.	Estacionari	34
6.1.3.	Transitori.....	36
7.	ESTUDI DE SENSIBILITATS	47
7.1.	Introducció	47
7.2.	Paràmetres estudiats.....	47
7.3.	Resultats i conclusions	49
7.3.1.	Pressió de contenció	49
7.3.2.	Coeficient de descàrrega de la vàlvula de ruptura. Cabal subrefredat.....	51
7.3.3.	Coeficient de descàrrega de la vàlvula de ruptura. Cabal en 2 fases.....	53
7.3.4.	Potència inicial del nucli.....	55
7.3.5.	Conductivitat del combustible per $T < 2000K$	57
7.3.6.	Pressió inicial acumuladors.	58
7.3.7.	Temperatura acumuladors	59
7.3.8.	Nivell pressionador	61
7.3.9.	Pressió inicial pressionador.	62
7.3.10.	Cabal màssic inicial.	63
7.3.11.	Pèrdues reixa del nucli.....	65
7.3.12.	CCFL	66
7.4.	Consideracions dels resultats de sensibilitats.....	69
8.	INCERTESES	71
8.1.	Introducció	71
8.2.	Justificació teòrica	72
8.3.	Procediment.....	72
8.3.1.	Obtenció nombres aleatoris.....	72
8.3.2.	Obtenció dels 59 arxius a executar	73
8.4.	Resultats i discussió	75
9.	ESTUDI DE L'IMPACTE AMBIENTAL	77
9.1.	Introducció	77
9.2.	Impacte ambiental del projecte	77
9.2.1.	Impacte energètic	77



9.2.2. Impacte econòmic i social.....	79
10. PRESSUPOST ECONÒMIC	81
10.1. Planificació del projecte	81
10.2. Pressupost econòmic.....	81
10.2.1. Cost dels recursos humans	82
10.2.2. Cost dels recursos materials	82
10.2.3. Cost total projecte	84
CONCLUSIONS	85
AGRAÏMENTS	87
BIBLIOGRAFIA	89
Referències bibliogràfiques	89
Bibliografia complementària	89



1. Glossari

AAA Sistema d'Aigua d'Alimentación Auxiliar.

AAP Sistema d'Aigua d' Alimentació Principal.

ANAV Associació Nuclear Ascó Vandellòs.

ATHLET Analysis of Thermalhydraulics of Leaks and Transients

AutoSim Software d'execució i obtenció de resultat per RELAP.

BEMUSE Best Estimate Methods plus Uncertainty and Sensitivity

BEPU Best Estimation Plus Uncertainty

BOL Begining of life

BRR Bomba de refrigerant del reactor

BWR Boiling water reactor

CCFL Countercurrent flow limitation.

CFR Code Federal Regulation

C.N. Central Nuclear

CNA Central Nuclear de Ascó.

CSN Consell de Seguretat Nuclear.

CSNI Committe on the Safety of Nuclear Installations.

EOL End of life

ETSEIB Escola Tècnica Superior d'Enginyers Industrials de Barcelona.

GET Grup d'Estudis Termohidràulics.

GRS Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit. (Associació alemana per la seguretat de plantes nuclears)

HPI Injecció a alta pressió



Input Fitxer d'entrada de dades pel codi RELAP.

INEEL Idaho National Engineering & Environmental Laboratory

LOCA Loss of coolant accident

MOL Middle of life.

NRC Nuclear Regulatory Commission

OECD Organization for Economic Cooperation and Development

Output Fitxer de sortida de dades del codi RELAP.

PCT Peak Cladding Temperature

PFC Projecte final de carrera.

PWR Reactor d'aigua a pressió.

Restart Fitxer de recuperació de dades. .

Scram Disparo o parada ràpida del reactor

SEN Secció d'Enginyeria Nuclear.

SI Sistema internacional d'unitats.

Strip Procés d'extracció de dades d'un fitxer Restart.

Trip Variable lògica utilitzada en els codis de càlcul RELAP5.

UPC Universitat Politècnica de Catalunya.



2. Prefaci

2.1. Origen del projecte

L'origen del present Projecte Final de Carrera sorgeix d'una proposta del grup d'estudis termohidràulics del Departament d'Enginyeria Nuclear de l'ETSEIB (Escola Tècnica Superior d'Enginyeria Industrial de Barcelona), actualment treballant amb convenis amb les centrals nuclears d'Ascó i Vandellòs II.

2.2. Motivació

La seguretat en les centrals nuclears es una de les àrees que més interessen per a l'explotació. En aquest aspecte és necessari un gran nivell de treball en base a escenaris hipotètics per la correcta preparació en cas d'actuació. Aquests escenaris s'executen sobre models de planta creats en el Grup d'Estudis Termohidràulics de l'ETSEIB i han d'aconseguir un cert nivell de fiabilitat per assegurar la validesa d'aquests estudis.

La motivació del present projecte és la necessitat d'il·lustrar mitjançant una aplicació l'ús de la metodologia disponible a la UPC per l'anàlisi a través del mètode BEPU (Best Estimate Plus Uncertainties), d'un escenari que afecta la seguretat de les centrals nuclears.

2.3. Requeriments previs

Per la realització del projecte es considera aconsellable, tot i que no és estrictament necessari, el coneixement del funcionament de centrals nuclears i algunes nocions de termohidràulica per poder dur a terme els anàlisis que es realitzaran.

Es podria veure com apropiat el coneixement del codi usat per a la realització de les simulacions, ja que el seu aprenentatge suposa un esforça a realitzar per part de l'usuari. Per una altra banda però, el desconeixement inicial garanteix un aprenentatge mitjançant les eines existents i desenvolupades proporcionant així, un sistema de detecció per a possibles aspectes a millorar.





3. Introducció

3.1. Objectius del projecte

L'objectiu immediat és la quantificació de les incerteses associades a certs paràmetres claus en un escenari LOCA (loss of coolant accident) petit, així com la valoració de les afectacions que tenen les variables estudiades en el comportament de la instal·lació i en la seguretat de la planta en general.

Per altra banda, l'estudi també vol conèixer i aplicar el mètode d'anàlisi basat en definir, aplicar i estudiar paràmetres incerts, en vers el clàssic i històricament més utilitzat mètode determinista, tendència que s'està veient reforçada els últims anys tant en el camp de la investigació científica com en el camp de la regulació dels diferents òrgans encarregats de la seguretat en l'àmbit nuclear de cada estat.

A partir dels quals es vol obtenir una metodologia pròpia, aplicada a casos per l'estudi de la seguretat en centrals nuclears, de tal manera que aquesta sigui explotable per poder-la ofertar com un estudi comercial, creant-ne així un projecte pilot.

3.2. Abast del projecte

Aquest projecte abasteix des de conceptes relacionats en l'anàlisi termohidràulic d'estacionaris i transitoris del model de planta, a conceptes relacionats amb l'estadística i el seu ús en la validació i obtenció de conclusions.

El desenvolupament d'aquest projecte es duu a terme partint del conveni entre la CSN (Consell de Seguretat Nuclear) i el Grup d'Estudis Termohidràulics de l'ETSEIB. Aquest projecte ve en connexió amb la tesi doctoral de Marina Pérez Ferragut [1] en la qual realitza un estudi probabilístic en un escenari de LOCA gran buscant un mètode de caràcter quantitatiu per a l'elecció de paràmetres en les metodologies BEPU. Usant aquest treball com a base ha nascut aquest projecte que busca aplicar el mètode de millor estimació mitjançant l'anàlisi d'incerteses però en aquest cas, en un escenari de LOCA petit i desenvolupant-ne una metodologia pròpia que compleixi amb els criteris d'acceptació de CSN.





4. Característiques generals

4.1. Descripció d'una central nuclear

4.1.1. Introducció

Les centrals nuclears són instal·lacions destinades a produir energia elèctrica contribuint al benestar i al desenvolupament de la societat.

Una central nuclear aprofita la calor generada durant el procés de fissió d'àtoms d'urani 235 per produir vapor d'aigua a alta temperatura. Aquest vapor intercanvia la calor en els generadors de vapor, on es torna a formar vapor que és conduït al grup turbina – alternador que transforma l'energia mecànica (moviment rotatori) en energia elèctrica.

L'element que les fa tan característiques és el combustible que usen per obtenir energia. Mentre que les centrals nuclear com Ascó i Vandellós II utilitzen urani 235 situat al reactor, les centrals tèrmiques convencionals també generen vapor que acciona a les turbines, però utilitzen combustibles fòssils com el carbó, fuel o gas ubicats al a caldera.

La Figura 4-1 mostra d'una manera esquemàtica les principals parts d'una central nuclear:

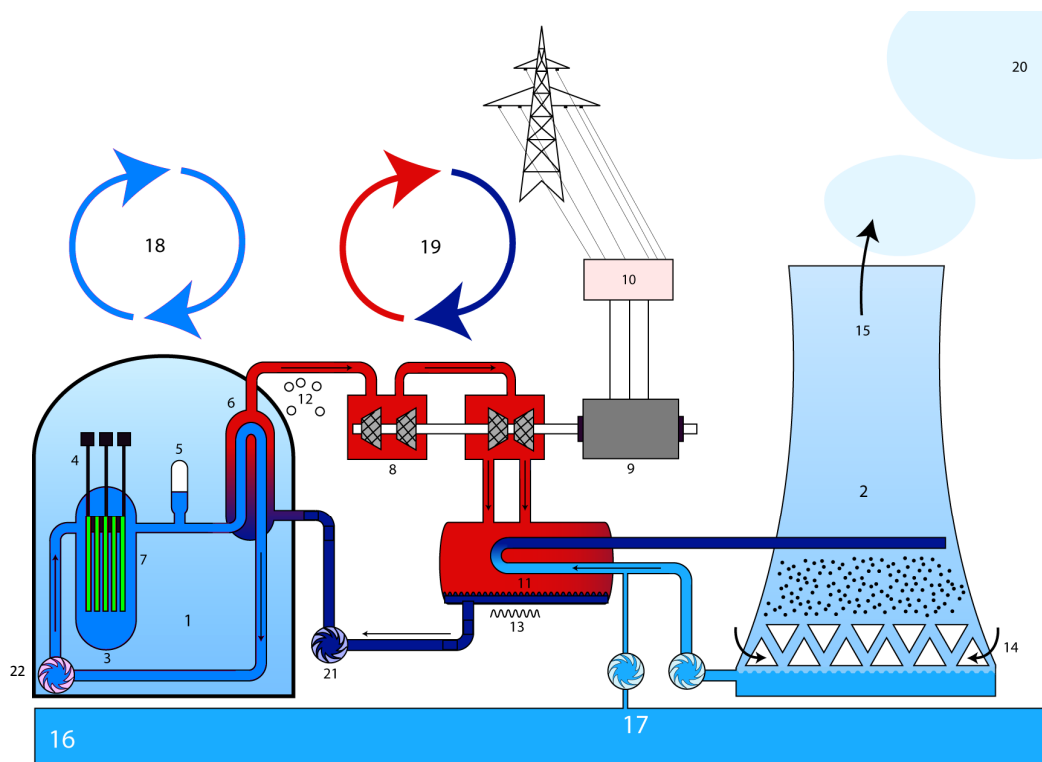


Figura 4-1. Esquema central nuclear (amb un únic llaç)



Nº	Element	Nº	Element
1	Edifici de contenció	12	Vapor
2	Torre de refrigeració	13	Líquid saturat
3	Reactor	14	Aire ambient
4	Barres de control	15	Aire humit
5	Pressionador	16	Font d'aigua (mar/riu)
6	Generador de vapor	17	Circuit de refrigeració
7	Barres de combustible	18	Circuit primari
8	Turbina	19	Circuit secundari
9	Generador elèctric	20	Emissió d'aire humit
10	Transformador	21	Bomba de vapor d'aigua
11	Condensador	22	Bomba refrigeració

Taula 4-1. Relació enumeració component de la central.

Les centrals nuclears d'Ascó i Vandellós II són centrals equipades amb un reactor d'aigua a pressió (PWR). L'aigua al reactor està sotmesa a una elevada pressió perquè així la temperatura d'ebullició també és més alta.

4.1.2. Combustible

El combustible utilitzat en cadascuna de les unitats és urani 238 enriquit amb U-235 en una proporció del 4,5%.

L'òxid d'urani es troba en forma de pastilles cilíndriques col·locades a l'interior d'un tubs o beines d'aliatge metàl·lic de zirconi d'aproximadament 4 metres de longitud. Aquestes barres són agrupades en feixos quadrats de 264 unitats formant els anomenats elements combustibles. Un reactor ple conté 157 elements combustibles a l'interior del vas.

El procés seguit pel combustible, fissió nuclear, es basa en la ruptura del nucli d'urani causada per l'absorció d'un neutró exterior. El trencament del nucli produeix dos nuclis més petits (productes de fissió), 2 o 3 neutrons i allibera una gran quantitat d'energia en forma de calor. Un d'aquests neutrons alliberats provocarà una nova ruptura al ser absorbit per un altre nucli d'urani 235 produint una reacció en cadena.

4.1.3. Barres de control

Les barres de control són elements que s'introdueixen en el reactor per tal de controlar la producció d'energia i aturar el reactor.



Les barres de control absorbeixen els neutrons de la reacció de tal manera que redueixen el nombre de fissions i per tant, disminueix la producció d'energia. Aquestes són agrupades en dos conjunts de 24 barres.

A mesura que les barres de control són introduïdes a més profunditat dintre el reactor absorbeixen més neutrons, i pel contrari, si són retirades l'energia es veurà novament incrementada. Si les barres arriben a introduir-se totalment al reactor provoquen que la reacció de fissió quedi aturada.

4.1.4. Dissolució de bor

Les barres de control a més, estan reforçades per l'actuació addicional d'una dissolució de bor en el refrigerant el qual també és un absorbent de neutrons.

Les barres de control constitueixen un element de moderació de la reacció en les situacions en les que és necessària una resposta ràpida del sistema, en circumstàncies normals la dissolució de bor actua com a moderador dels neutrons sobrants de cada fissió i que no seran usats per causar-ne una altra.

Les dues actuacions són autosuficients, de manera independent poden cobrir la funció de control, engegada i aturada del reactor.

4.1.5. Circuit primari

El circuit primari està format per tres llaços independents units en el vas, cada un dels quals incorpora una bomba principal i bescanvien la calor en el generador de vapor. És un circuit tancat i completament estanc. La funció d'aquest circuit és recollir la calor generada en el reactor i transportar-la cap al circuit secundari on es produeix vapor a més de contenir els elements que estan en contacte amb el combustible.

A nivell teòric se cada llaç en dos: la branca freda i la branca calenta. La branca calenta transporta el refrigerant i el calor produït en el nucli fins al generador de vapor a on es cedeix calor al circuit secundari. La branca freda correspon a la part del llaç que surt del generador de vapor fins arribar novament al reactor on tornarà a guanyar calor. En la branca freda està situada la bomba principal que manté la circulació contínua del refrigerant. A la part compresa entre el generador de vapor i la bomba també s'anomena branca intermèdia.

4.1.6. Pressionador

El refrigerant s'ha de mantenir en estat líquid quan està en contacte amb els elements de combustible del nucli ja que així s'aconsegueix una màxima extracció de calor. Per



aconseguir que el refrigerant, en aquest cas aigua, es mantingui en estat líquid a altes temperatures, la pressió també ha de ser elevada, per això aquestes centrals s'anomenen PWR.

El pressionador està connectat a un dels llaços del primari i és un recipient de gran volum que regula les variacions de pressió, mitjançant la llei dels vasos comunicants, mantenint els valors de pressió requerits per al bon funcionament mitjançant un sistema d'escalfadors elèctrics i ruixadors d'aigua freda. És per aquest motiu que aquest tipus de centrals nuclears s'anomenen d'aigua a pressió.

4.1.7. Circuit secundari

La funció del circuit secundari és la generació d'electricitat. En cada un dels generadors de vapor, la calor absorbida pel refrigerant és cedida a l'aigua dels generadors que envolta els múltiples tubs del circuit primari, produint-ne la seva evaporació.

El vapor generat és conduït cap a la turbina per posar-la en moviment arrossegant l'alternador instal·lat en el seu mateix eix, el qual al girar produeix electricitat.

El mètode d'obtenció de l'electricitat és el mateix que en una central tèrmica convencional.

4.1.8. Circuit de refrigeració o terciari

Les centrals nuclears com les tèrmiques convencionals i qualsevol màquina tèrmica necessita un sistema de refrigeració que evacui la calor no absorbida pel sistema. Els sistemes tèrmics tenen pèrdues conseqüència del seu rendiment.

Les dues unitats d'Ascó utilitzen com a font de refrigeració l'aigua del riu Ebre mentre que la central de Vandellòs II utilitza aigua del mar; ens els tres casos el circuit de refrigeració és independent del circuit primari i del secundari. L'aigua és transportada cap al condensador situat a la sortida de les turbines, per liquar a través dels seus tubs, el vapor que circula a través d'elles. Un cop finalitzat el recorregut a través del condensador l'aigua és retornada al riu o al mar, complint amb els criteris ambientals per a minimitzar la influència en l'entorn.

Les unitats de la central nuclear d'Ascó l'aigua es pren del riu i addicionalment es disposa, entre el condensador i la descàrrega, de 2 bateries en paral·lel de torres de refrigeració de tiratge forçat i una torre de refrigeració de tiratge natura d'una alçada de 160 metres que actuen quan el descens del cabal del riu ho imposa amb la finalitat d'assegurar que la temperatura de l'aigua descarregada compleixi amb el límit de temperatura autoritzat.



4.1.9. Sala de control

La sala de control és el centre neuràlgic de totes les operacions de les centrals, en ella arriben tots els senyals i les mesures de funcionament dels equips i sistemes que constitueixen la central. És també, on es troben els indicadors, registradors i els comandaments dels diferents equips i sistemes de la central.

El procés de tractament i codificació de les ordres emeses i de la informació generada es duu a terme d'una manera totalment automatitzada amb la col·laboració de l'ordinador de procés i sota el comandament i el control dels operadors.

4.1.10. Recàrregues

Com en qualsevol instal·lació de producció d'energia elèctrica que consumeix combustible, és necessària la seva reposició. Periòdicament, a les centrals nuclears es procedeix a la recàrrega del reactor en la que es substitueix aproximadament un 40% dels elements combustibles. El combustible gastat, que conté residus d'alta activitat, es manté en una piscina especialment dissenyada per aquesta finalitat, situada dintre de l'edifici de combustible, on s'emmagatzema fins que és retirat per la "Empresa Nacional de Residuos Radioactivos" (ENRESA) empresa encarregada d'aquesta funció en el nostre país.

Aquesta maniobra es realitza mitjançant una grua que extreu cadascun dels elements del nucli i els diposita en el canal de transferència que comunica –només durant la recàrrega– els edificis de contenció i de combustible per a ubicar els elements gastats a les piscines de l'esmentat edifici de combustible. Aquesta maniobra es realitza amb els elements submergits en tot moment en aigua borada que serveix tant com a blindatge davant la radiació com de refrigerant dels elements.

4.2. Descripció del codi de càlcul RELAP5

RELAP5 és un codi informàtic desenvolupat per Idaho National Engineering & Environmental Laboratory (INEEL) per encàrrec de la US Nuclear Regulatory Commission (NRC). El codi va ser creat pel seu ús en la reglamentació, la concessió de llicències en auditories de càlcul, l'avaluació de les directius de l'operador i com a base per a un analitzador de plantes nuclears, especialment en reactors d'aigua lleugera.

El programa inclou les sis equacions de conservació (massa, energia i quantitat de moviment), tres per la fase líquida i tres per la fase vapor. També inclou les equacions relatives a la concentració de soluts i de gasos no condensables. A més, té un format lliure d'entrada de dades, capacitat d'obtenció de gràfics i gran flexibilitat en la simulació de qualsevol sistema termohidràulic.



El codi modela el comportament acoblat del reactor i del sistema de refrigeració en diferents escenaris de transitori així com el comportament d'un escenari estacionari.

RELAP5 rep com entrada un fitxer anomenat Input que conté la descripció de la central nuclear que es vol estudiar juntament amb les condicions inicials d'operació. L'arxiu "input" que descriu la central consta de cinc models: hidrodinàmic, tèrmic, cinètic, lògic i control. La informació de sortida s'emmagatzema en dos arxius de resultats: arxiu Restart i arxiu Output.

En el fitxer Restart la informació es guarda en llenguatge màquina i per tant l'usuari no pot accedir de forma directe a les dades. Aquest fitxer conté la informació sobre l'evolució de tots els paràmetres al llarg del temps d'execució. Mitjançant la funció Strip del propi codi es poden extreure les dades de les variables que ens interessin estudiar en funció del temps i graficar-les en el programa Excel. Aquest fitxer també permet continuar la simulació a partir de l'instant final i de determinats moments d'un estacionari o transitori anteriorment calculat.

Durant l'execució del codi, també s'obté l'arxiu de sortida Output. La informació d'aquest fitxer es pot consultar de forma directa. El fitxer Output aporta dades de les variables demanades, la informació referent al progrés del càlcul, possibles errors en l'Input, dificultats durant l'execució del càlcul, condicions hidrodinàmiques dels volums i unions, l'estat del model de les estructures de calor, l'estat de les variables de control, estat de les variables lògiques (trip), etc.

4.3. Descripció del model de planta

4.3.1. Introducció

Els models de planta d'Ascó i Vandellòs II han estat desenvolupats pel SEN en conveni amb ANAV. El SEN realitza feines de manteniment dels models de manera contínua per millorar la fiabilitat i contribuir a la millora de la qualitat dels anàlisis de seguretat portats a terme; com que els dos models estan sota la mateixa gestió, presenten poques variacions entre ells.

4.3.2. Nodalització del model

Per generar el model en RELAP5 es parteix de la nodalització de la planta. Aquesta és dividida en components propis del RELAP5 (volums, vàlvules, bombes, etc.) per ser reproduïts en el fitxer d'Input que representa el model de la planta.



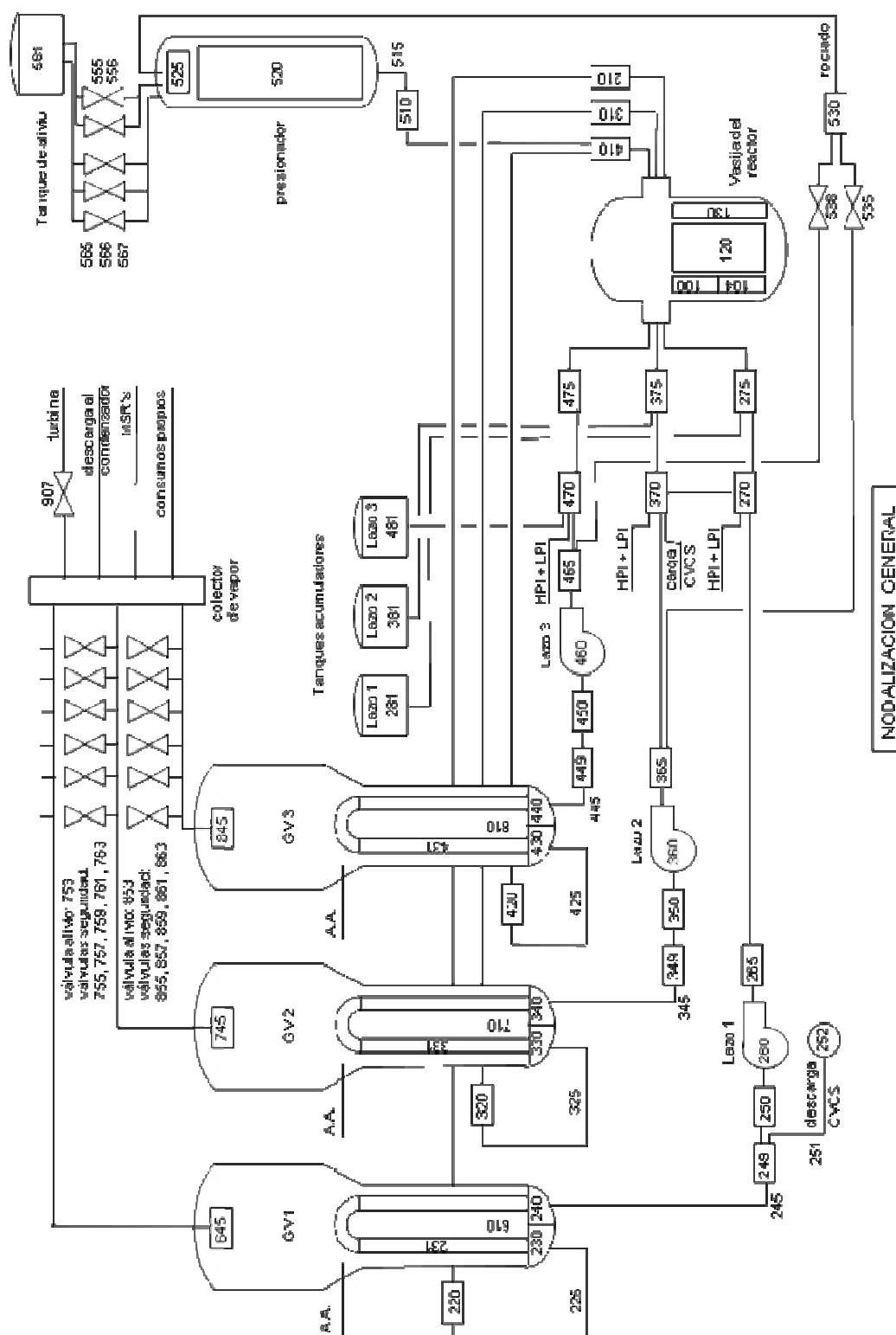


Figura 4-2. Esquema Central Nuclear d'Ascó.



4.3.3. Sistema de control del model

Mitjançant diagrames lògics es representa el sistema de control del model el qual serà introduït en l'Input. En els diagrames lògics es defineixen les relacions entre les variables que determinen el comportament del sistema de control en relació als estats de les variables del model.

El nombre d'elements per CNA i CNV II es representen en la Taula 4-2:

Element	Nombre d'elements a CNA	Nombre d'elements a CNV II
Volums hidrodinàmics	549	613
Variables de control	1454	1327
Trips variables	219	234
Trips lògics	431	461
Taules	241	227
Variables interactives	117	142

Taula 4-2. Nombre d'elements dels models de planta CNA i CNV II.

Tots aquests elements formen part de l'arxiu Input arribant a ser de 14000 línies per CNV II i 17000 per CNA.

Els dos models de planta contemplen tot el circuit primari i el circuit secundari fins a les vàlvules d'admissió de la turbina. També s'inclouen els sistemes associats als circuits primari i secundari com:

- El sistema de control químic i de volum (CVCS)
- Injecció de seguretat d'alta pressió
- Injecció de seguretat de baixa pressió
- Tanques acumuladors
- Sistema d'aigua d'alimentació, principal i auxiliar
- Sistema de descàrrega al condensador (Steam-Dump)



- Vàlvules d'alleujament i seguretat del pressionador
- Tanc d'alleujament del pressionador
- Vàlvules d'alleujament i seguretat dels generadors de vapor

A més els models inclouen també:

- Senyals automàtiques d'instrumentació
- Permissius
- Sistema de proteccions i aturades de turbina i reactor
- Sistemes de control

Les limitacions principals del model vénen referides a l'ús de la cinètica puntual i dany sever al nucli.





5. Mètode BEPU

5.1. Introducció

Durant les últimes dècades els codis d'ordinador han estat desenvolupats per modelar escenaris accidentals de plantes nuclears.

Un escenari particular és la pèrdua de refrigerant anomenat LOCA (loss of coolant accident). Un trencament té lloc en una canonada o en algun altre component del circuit de refrigeració i els conseqüents efectes tèrmics i hidràulics són modelats.

Les sortides del codi inclouen temperatura, pressió, cabal, fracció de vapor i altres paràmetres físics en diferents nodes que representen parts del circuit de refrigeració. Quan els resultats d'aquestes simulacions són avaluades, normalment són comparades amb els criteris d'acceptabilitat que són escollits per saber amb total seguretat que les conseqüències de l'accident no afectaran la salut i seguretat pública.

Fins ara, la majoria de les sortides havien estat obtingudes mitjançant suposicions conservadores i comparades amb els criteris especificats en les normes d'emergència de refrigeració del nucli. Una modificació del reglament l'any 1988 va permetre l'ús del mètode millor estimació o els càlculs realistes. Aquests càlculs van donar una imatge més justa que els mètodes conservadors.

Les incerteses en les sortides del codi es produeixen quan hi ha incerteses en els valors dels paràmetres usats en el codi, ja sigui com entrades a l'atzar (aleatorietat) o com a components incerts del codi en sí mateix (epistèmic). Ambdues fonts d'incertesa poden ser tractades de la mateixa manera quan s'avaluen estadísticament. En el cas de l'aleatori, la incertesa representa una variació a l'atzar en l'entrada. L'altre cas representa defectes en el codi que es tradueixen en diferències a l'atzar en comparació amb les dades de prova.

Quan les incerteses són modelades estadísticament per un elevat nombre d'execucions del codi amb les entrades seleccionades a l'atzar, hi haurà un resultat de distribució estadística dels valors per a cada sortida del codi. El problema resideix en trobar el nombre d'execucions a realitzar per validar la demostració.



5.2. Millor estimació més incerteses

El mètode de millor estimació és usat per calcular el LOCA en transitoris de manera realista i no conservadora. Actualment, hi ha un creixent interès en l'anàlisi computacional de seguretat dels reactors nuclears per reemplaçar el model d'avaluació conservador pel mètode de millor estimació acompanyat per un anàlisi d'incerteses quantitatiu (BEPU).

Aquest mètode diu que les prediccions del codi són incerteses degudes a diverses fonts, com els models de codi així com incerteses de la planta i paràmetres del combustible. Aquestes incerteses, per exemple, vénen de la dispersió de valors mesurats, aproximacions al modelar, variació i imprecís coneixement de les condicions inicials de contorn, etc. Els models són desenvolupats basats en experiments que poden simular el comportament complex d'un reactor sota condicions d'accident d'una manera simplificada. La majoria dels experiments són realitzats en escala petita en relació a la mida real de la planta. Les incerteses degudes al coneixement imprecís dels valors dels paràmetres d'entrada són quantificades per rangs i distribucions de probabilitat.

La variabilitat aleatòria a causa d'un possible fallo d'un dels components del reactor de la planta no és considerat en un anàlisi d'incerteses. L'error de criteri únic és tingut en compte encara que d'una manera determinativa. La probabilitat de que un sistema falli és part de la fiabilitat de la probabilitat, no una demostració d'ineficàcia dels sistemes de refrigeració del nucli.

La intenció de l'anàlisi BEPU és primerament identificar i quantificar tots els paràmetres potencialment incerts. La seva propagació a través del codi de càlculs proveeix rangs i distribucions de probabilitat en els resultats.

L'avaluació del marge del criteri d'acceptació, com en el cas d'estudiar la màxima temperatura de revestiment de les barres de combustible, s'hauria de basar en el límit superior de la distribució per les temperatures obtingudes. L'anàlisi d'incerteses és necessari si les conclusions respecte a la capacitat de predicció, són obtingudes pel mètode de millor estimació.



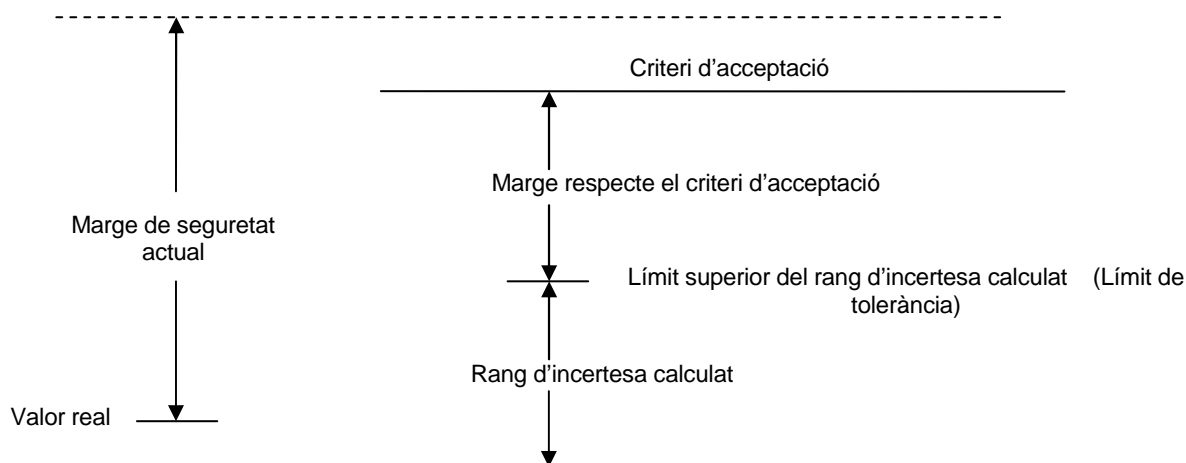


Figura 5-1. Representació del marge de seguretat.

5.3. Metodologia de càlcul

El mètode desenvolupat per l'avaluació d'incerteses i sensibilitats dels resultats del codi pot ser utilitzat per investigar la influència combinada de totes les incerteses potencialment importants en els resultats calculats, i com en aquest cas, la pèrdua de refrigerant en el sistema de refrigeració primari en un reactor d'aigua pressuritzada (PWR) així com experiments relacionats.

Els paràmetres incerts són: valors d'entrada incerts, el propi model, condicions de contorn, valors numèrics com el criteri de convergència i el màxim pas de temps, etc.. Les incerteses del model són expressades afegint o multiplicant correlacions per valors correctius, o per un conjunt de models de fórmules alternatiu. Les incerteses en nodes, per definir fenòmens importants, han de ser tingudes en compte en el procés de validació del codi.

En cada execució del codi, tots els paràmetres incerts són variats simultàniament. Per tal de quantificar l'efecte d'aquestes variacions en el resultat s'utilitzen eines estadístiques. Com que el nombre de càlculs és independent del nombre de paràmetres incerts no és necessària una classificació dels paràmetres d'entrada per tal de reduir el seu nombre i així retallar el costs de computació. La classificació en sí, és un resultat de l'anàlisi..

El nombre de càlculs depèn de la probabilitat demanada i el nivell de confiança dels límits de tolerància estadístics usats en les declaracions d'incertesa dels resultats. El mínim número requerit "N" d'aquests càlculs és donat per la fórmula de Wilks [8]. Per exemple, per la tolerància unilateral:

$$1 - a^N > b \quad (\text{Eq. 5.1})$$



on $b \cdot 100$ és el nivell de confiança (%) que el resultat més gran no haurà d'excedir amb la probabilitat de $a \cdot 100$ (%) de la corresponent distribució de la sortida, que és comparada amb el criteri d'acceptació. El nivell de confiança és especificat per tenir present la possible influència de l'error de mostreig a causa del fet que les declaracions són obtingudes per la simple aleatorietat de mida limitada.

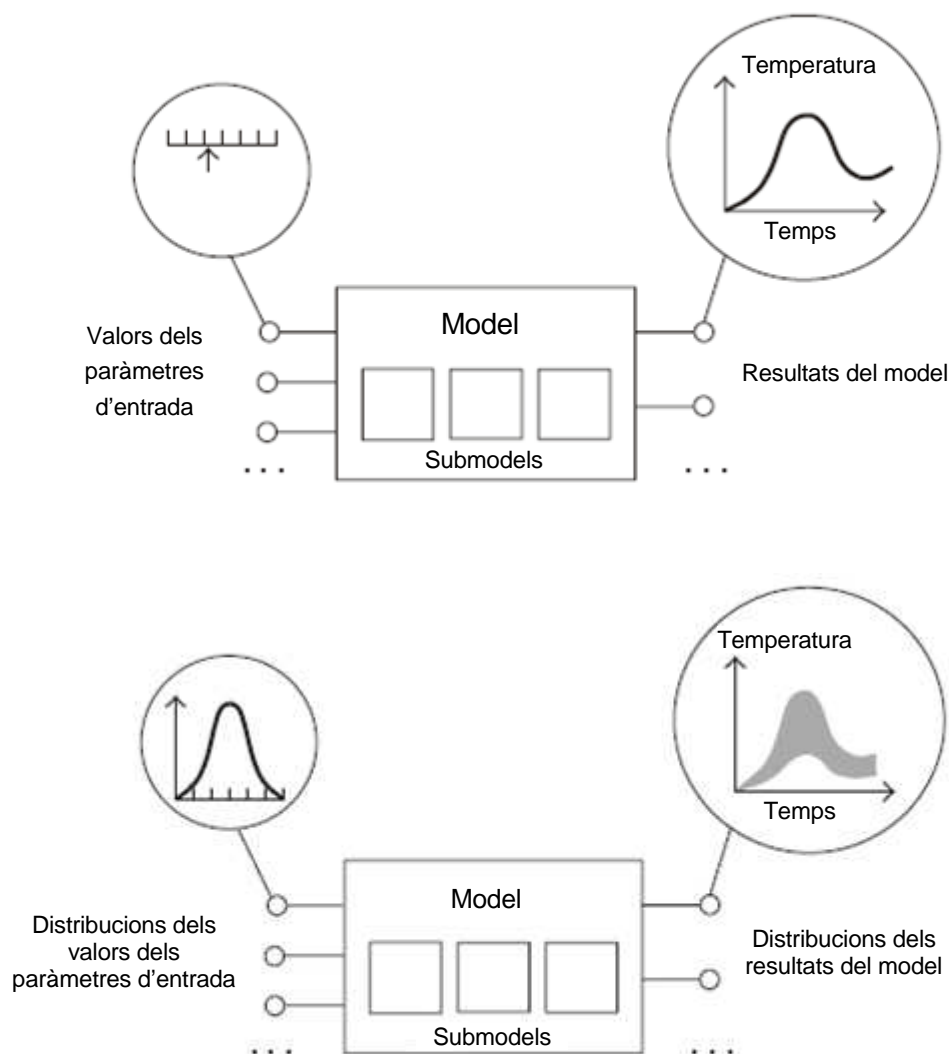


Figura 5-2. Comparació mètodes d'execució segons paràmetres d'entrada.



5.3.1. Tractament dels paràmetres d'entrada

El tracte probabilístic de la incertesa dels paràmetres d'entrada permet la quantificació del seu estat de coneixement. Això significa, que a més del rang d'incertesa, el coneixement és expressat per funcions de densitat de probabilitat o distribucions de probabilitat.

La distribució de probabilitat pot expressar que alguns valors del rang d'incertesa són més propers de ser un valor del paràmetre d'entrada més apropiat que d'altres. En cas de no haver-hi preferències justificades, la distribució uniforme seria especificada, és a dir, cada paràmetre entre el mínim i el màxim és igualment proper de ser el valor apropiat. Com a conseqüència d'aquesta especificació de distribucions de probabilitat dels paràmetres d'entrada, els resultats del codi també mostren una distribució de probabilitat, de la qual els límits d'incertesa o intervals són derivats.

Un nombre total de "N" codis són executats variant simultàniament els valors de tots els paràmetres d'entrada incerts, seguint la seva distribució. Els "N" valors de sortida dels paràmetres són ordenats $Y(1) < Y(2) \dots < Y(N)$. Per tant, la relació estadística "nombre-ordre" és utilitzada per la fórmula de Wilks. En la base d'aquesta classificació, el 95è valor percentil és obtingut escollint $Y(N)$ amb $N=59$ pel cas de límit de tolerància unilateral. Un 5è percentil amb un nivell de confiança del 95% és obtingut escollint $Y(1)$ amb $N=59$.

5.3.2. Procediment estadístic.

Tal i com ha quedat exposat en el punt anterior, el codi és executat $N=59$ vegades, amb el model variant a l'atzar sobre les incerteses. Les sortides s'ordenen per ordre creixent. Si el codi s'executa un gran nombre de vegades seria possible establir una distribució de la probabilitat per a la sortida $f(Y)$ i la seva pròpia distribució acumulada $P(Y)$. Es denota que el valor Y correspon a un valor particular P de la distribució acumulada com ${}_P Y$. Per exemple si $P=0.95$, hi ha un 95% de probabilitats de que Y caurà per sota de ${}_P Y$ en alguna execució del codi.

Com que l'èxit només es pot determinar en termes probabilístics, el criteri determinista ha de ser substituït per l'exigència de que el valor ${}_Y Y$ en un punt específic de la distribució acumulada dels resultats estadístics sigui inferior que algun criteri físic, ${}_C Y$. En comptes de demostrar que una estimació conservadora de la temperatura és menor que un valor determinat, s'ha de demostrar, amb un nivell de confiança específic, que un cert percentatge de totes les temperatures calculades obtingudes a partir del codi cauen per sota de la temperatura determinada. L'elecció dels paràmetres ${}_Y Y$ i ${}_C Y$ és fixada pels reglaments, considerant el risc associat d'excedir un rang específic. La justificació lògica



hauria de ser basada en l'avaluació del risc associat al excedir la temperatura determinada amb la probabilitat especificada.

L'objectiu doncs, és fer córrer el codi suficients vegades per limitar γY . En altres paraules, demostrar que alguns valors de les N sortides ordenades, com pot ser y_m , té una certa probabilitat de superar γY . Llavors s'aconsegueix un nivell de confiança concret que l'actual valor de γY , el qual no pot ser determinat amb exactitud a partir d'un conjunt finit de sortides, és menor que el valor obtingut per y_m . Si y_m compleix el criteri de ser inferior de γY , llavors el valor desconegut de γY també ho complirà.

5.3.2.1. Límit de tolerància unilateral

En primer lloc considerem el cas unilateral en el qual estem interessats en limitar un valor γY . Per exemple si γ és 0.95, és equivalent a obtenir els valors de Y en el 95è percentil, amb una probabilitat β .

Si la probabilitat que qualsevol sortida caigui per sota de γY és γ , la probabilitat que totes les N sortides caiguin per sota de γY és γ^N i per tant, la probabilitat que almenys un caigui per sobre de γY (que és el mateix que dir que y_N caigui per sobre de γY) és:

$$\beta = 1 - \gamma^N \quad (\text{Eq. 5.2})$$

La probabilitat que exactament una sortida caigui per sobre de γY (que és també la probabilitat que y_{N-1} estari per sobre de γY) és:

$$\beta = N(1 - \gamma)\gamma^{N-1} \quad (\text{Eq.5.3})$$

Per tant, la probabilitat que dues sortides estiguin per sobre de γY és:

$$\beta = 1 - \gamma^N - N(1 - \gamma)\gamma^{N-1} \quad (\text{Eq. 5.4})$$

Si se segueix incrementant els casos s'arriba a una expressió general on, per y_{N-m+1}

$$\beta = 1 - \sum_{i=N-m+1}^N \frac{N!}{i!(N-i)!} \gamma^i (1 - \gamma) \gamma^{N-i} \quad (\text{Eq. 5.5})$$

On m expressa el nombre de sortides que volem per sobre de γY .



S'interpreta que l'exigència de garantia d'un alt nivell de probabilitat de que els criteris especificats no seran superats és l'equivalent d'obtenir un nivell de confiança β que s'ha trobat el valor Y corresponent a $P=\gamma$, sent un valor que supera γY però no el criteri cY .

Per $m=1$, $N=59$, i la densitat de probabilitat ($g(P)$) és 59 quan $P=1$, i 3.01 quan $P=0.95$. Per tant hi ha una probabilitat gairebé vint vegades més gran que el valor màxim de Y es trobi en un interval a prop de la cua de l'extrem superior de la distribució acumulada que en un interval similar proper al criteri de $P=0.95$. A mesura que el nombre d'execucions incrementa i el nivell de confiança és mantingut, la densitat de probabilitat s'ajustarà més al criteri $P=0.95$, per tant el grau de conservadorisme es reduirà.

En el següent gràfic es pot observar aquest comportament:

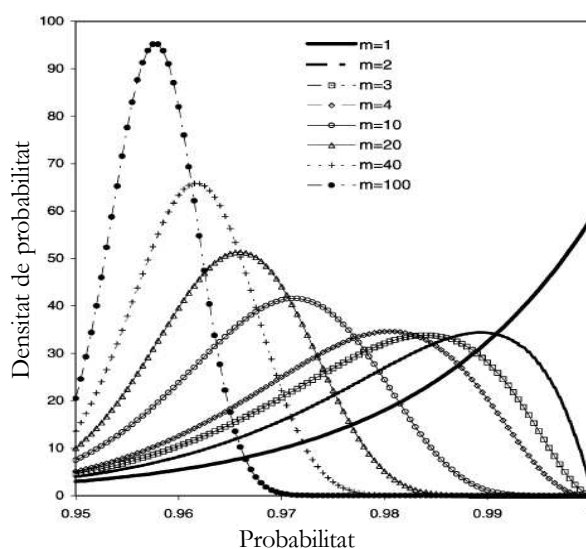


Figura 5-3. Densitat de probabilitat respecte l'acumulada en funció de m.

5.4. Aplicacions i conclusions de la metodologia

Una avantatge significant d'aquesta metodologia és la possibilitat de reduir el nombre de paràmetres incerts d'entrada per reduir l'esforç del càlcul. Tots els paràmetres potencialment importants poden ser inclosos en l'anàlisi d'incerteses. El mètode justifica i/o explica la influència combinada de totes les incerteses identificades d'entrada en els resultats.

El nombre de càlculs necessaris és independent del nombre de paràmetres incerts justificats en l'anàlisi. Però sí, no obstant, depèn dels límits de tolerància, és a dir, la probabilitat requerida, de l'efecte combinat de les incerteses quantificades i el nivell de



confiança demanat en els resultats del codi. Els límits de tolerància poden ser usats per declaracions quantitatives sobre els marges del criteri d'acceptació.

Una altra característica important del mètode és que proporciona mesures de sensibilitat sobre la influència dels paràmetres d'entrada identificats en els resultats. Les mesures permeten una classificació d'importància de les incerteses. Aquesta informació proporciona una guia d'on millorar l'estat de coneixement per tal de reduir les incerteses de sortida de manera més efectiva, o on millorar el model del codi. A diferència d'altres mètodes d'incertesa coneguts, la classificació és un resultat de l'anàlisi i de les seves entrades i no un criteri expert previ. El mètode depèn només dels càlculs actuals del codi sense l'ús d'aproximacions.

5.4.1. Metodologia CSN-UPC

Les metodologies basades en l'anàlisi d'incerteses va començar a desenvolupar-se a Alemanya per part de l'organització GRS que elabora estudis i investigacions de seguretat de reactors nuclears, gestió de residus radioactius, així com l'estudi de la radiació i la protecció del medi ambient

A partir de la metodologia GRS, altres organitzacions han anat desenvolupant el seu propi mètode. Entre elles la CSN-UPC que presenta una iniciativa seriosa en aquest àmbit per seguir desenvolupant una metodologia pròpia. Alguns projectes relacionats amb la metodologia CSN-UPC són, per exemple, la tesis doctoral de la Marina Pérez Ferragut [1][1], el projecte BEMUSE i el projecte UAM (Uncertainty Analysis in Modelling) [2], alguns dels quals presenten informes ja disponibles a la pàgina web de la OECD (Organització per la Cooperació i Desenvolupament Econòmic).

Aquest projecte entra dins d'aquest marc, amb la iniciativa de seguir desenvolupant una metodologia pilot per a les centrals locals i demostrant la seva vàlida aplicació en el cas d'un LOCA petit, podent ser posteriorment aplicada i explotada.

5.4.1.1. Criteris d'acceptació

Per a què una metodologia sigui validada ha de complir amb els criteris d'acceptació que en el cas d'anàlisis LOCA són els següents:

- Temperatura de beina $\leq 2200^{\circ}\text{F}$ (1200°C).
- Màxima oxidació local de beina $\leq 17\%$ de l'espessor total de la beina.
- Màxima generació d'hidrogen $\leq 1\%$ del màxim resultant de l'oxidació completa de totes les barres del nucli en la seva longitud activa.



- Manteniment de la geometria refrigerable.
- Manteniment de la refrigeració a llarg termini.

La verificació de l'acceptabilitat del disseny requereix el compliment simultani de tots els criteris, de tal manera que si un d'ells no es pogués verificar el disseny no seria acceptable.

La metodologia aquí presentada engloba la verificació del primer dels criteris, amb una probabilitat major de 0,95 i una confiança estadística major que el 95% (nivell 95/95).

5.4.1.2. Avaluació de la metodologia

Per aprovar la metodologia, s'avalua el codi utilitzat i la seva validació, les hipòtesis sobre les condicions inicials i de contorn assumides, el tractament de les incerteses i la verificació dels criteris d'acceptació.

Un cop la metodologia és aprovada, es procediria a l'avaluació de la metodologia a la planta d'estudi, en aquest cas CN d'Ascó II.





6. Execució de la metodologia

Fins ara, el projecte ha mostrat els passos més teòrics pel desenvolupament de la metodologia que són:

- Presentació i estudi de la planta (capítol 4)
- Presentació del model de la planta i del codi (capítol 4)
- Estudi del mètode (BEPU) en què en basarà la metodologia (capítol 5)

En aquest capítol s'estudia i acota el Cas Base, format per una simulació estacionària del funcionament de la planta i posteriorment la intrusió del transitori que escenificarà el LOCA.

És aquest cas, el que es veurà sotmès a l'anàlisi de sensibilitats i incerteses.

6.1. Cas base

L'estudi s'ha realitzat sobre el model d'Ascó (model presentat en l'anterior punt [4.3]) i es basa en la quantificació de les incerteses d'un determinat transitori. En aquest cas el transitori és un LOCA petit. Els principals esdeveniments que tenen lloc en aquest transitori són:

- Pèrdua de refrigerant per una fuga en el circuit de refrigeració.
- No disponibilitat d'un tren d'injecció d'alta pressió.
- Parada de les bombes de refrigeració del reactor (BRR)

Aquestes condicions provoquen l'aturada del reactor. Tanmateix, el comportament exponencial de la caiguda del reactor impedeix que s'arribi a una potència nul·la de manera que queda una la potència residual. Això provoca que el nucli segueixi guanyant calor tot i l'aturada del reactor i per tant, fa necessària la seva refrigeració, que es veurà dificultada per la no disponibilitat d'un tren d'injecció a alta pressió (HPI).

6.1.1. Eines de treball

Per dur a terme les simulacions s'ha emprat el programa AutoSim.

L'AutoSim és una aplicació creada per l'execució del RELAP i l'obtenció de resultats, desenvolupat per Sònia Gavalda i Rosa Mari Solé [3] i modificada per Max Casamor [4].



AutoSim és una aplicació executable desenvolupat en llenguatge Visual Basic realitzat per facilitar l'execució de RELAP, la gestió dels arxius d'entrada i sortida, i la posterior conversió per la consulta del resultats obtinguts.

L'AutoSim actua com una interfície entre el RELAP i l'usuari agilitzant l'execució del codi i simplificant l'obtenció dels resultats ja en forma gràfica a partir del llaç amb el programa Excel del paquet Office.

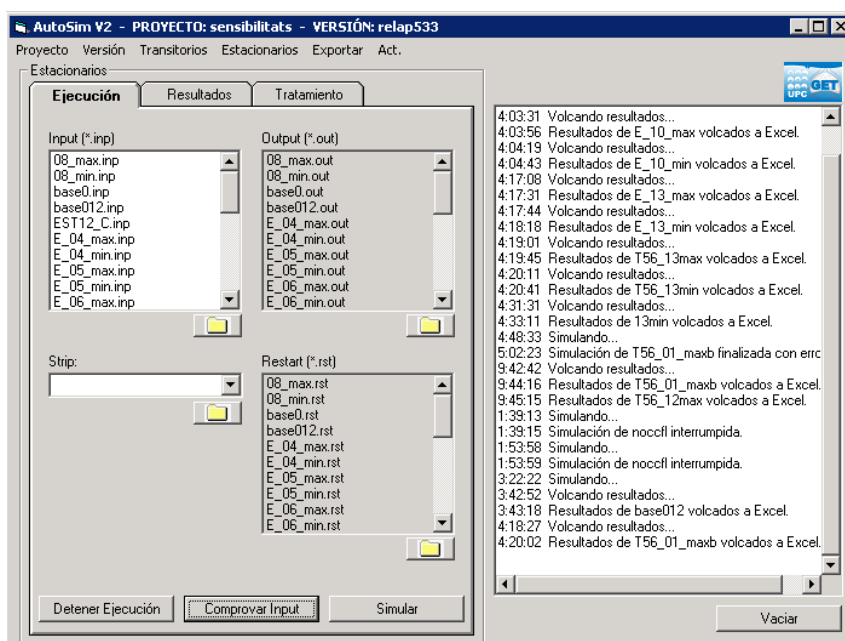


Figura 6-1. Imatge del programa AutoSim.

6.1.2. Estacionari

El codi RELAP permet diferenciar entre simulacions de planta en condicions estacionàries i simulacions de planta en condicions transitoris. Per aplicar amb certesa els transitoris, primerament és necessària la simulació del cas estacionari durant un cert període de temps per a què s'estabilitzi i, a partir de la confirmació dels resultats, aplicar el transitori.

Inicialment l'estacionari va ser executat durant 12000 segons mitjançant l'AutoSim el qual ens proporciona un arxiu *restart* (.rst) i un arxiu de sortida *output* (.out). L'arxiu de restart servirà com a base per l'execució dels transitoris.

El procediment, com posteriorment es detallarà, implica l'execució del codi 59 vegades. Per tal de reduir el temps d'estabilització, les dades de l'output són reemplaçades a l'arxiu d'entrada (input). Les condicions finals d'estabilització són convertides en les condicions inicials. Amb aquest procediment, s'aconsegueix rebaixar el temps d'estabilització a 4.000 segons fent el procés de simulació tres vegades més ràpid.



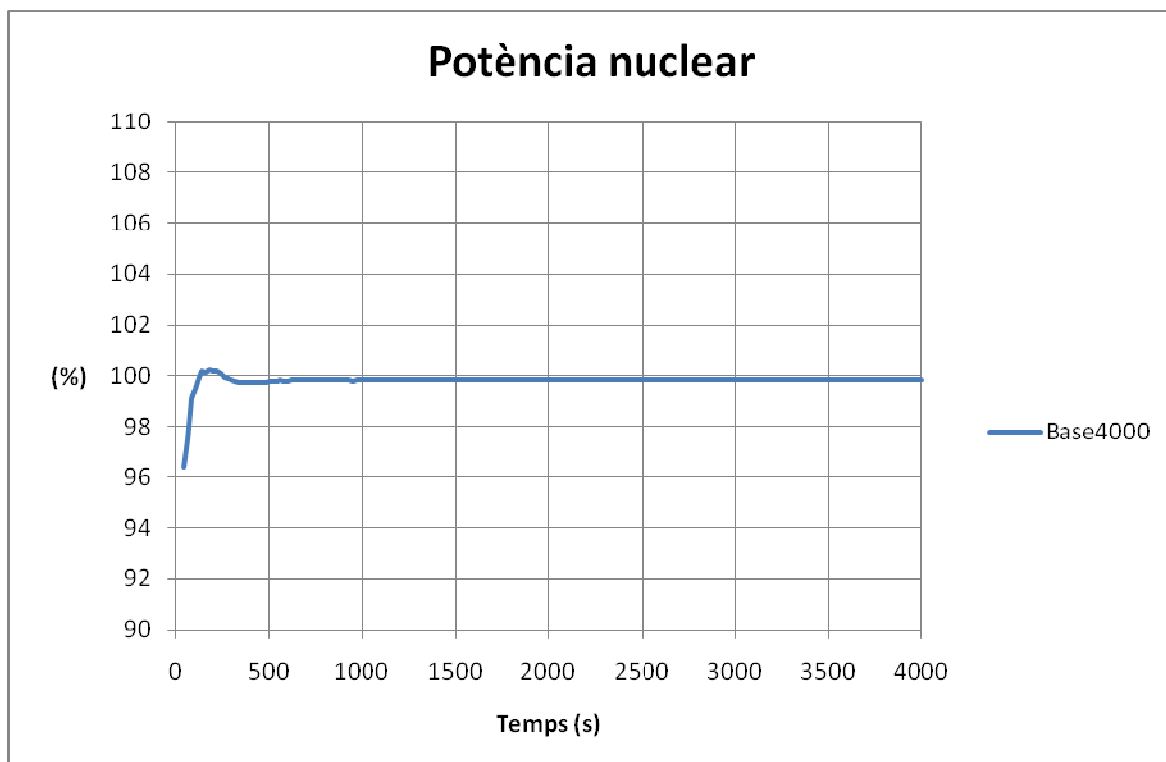


Figura 6-2. Potència nuclear estabilitzada.

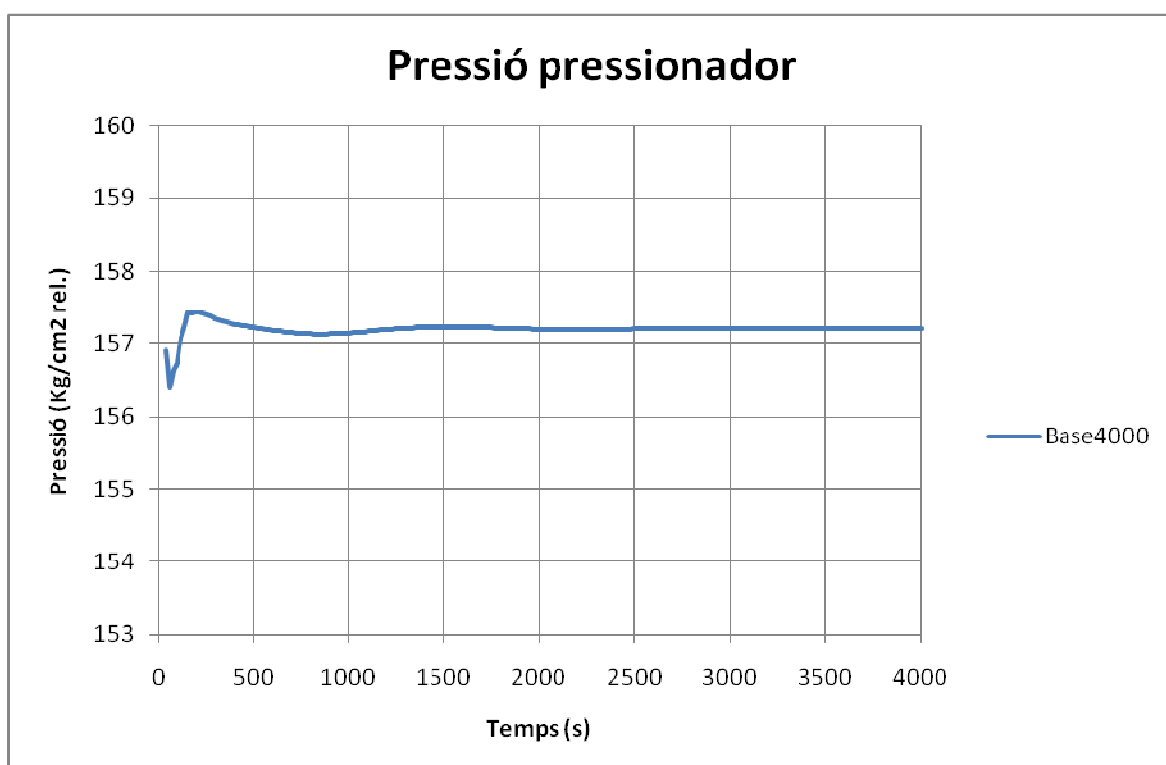


Figura 6-3. Pressió pressonador finalment estabilitzada a 4000 segons.



6.1.3. Transitori

El transitori analitzat és un LOCA petit. La planta està completament operativa quan es produeix el trencament. La simulació té lloc en el cicle 17 de recàrrega en condicions de MOL (medium of life).

El trencament és simulat com una ruptura sobtada als 50 segons d'haver començat el càlcul del transitori.

6.1.3.1. Descripció

El LOCA té lloc a la branca freda, aigües avall de la bomba de refrigeració del reactor (BRR) en el llaç primari tal i com s'observa en la figura següent:

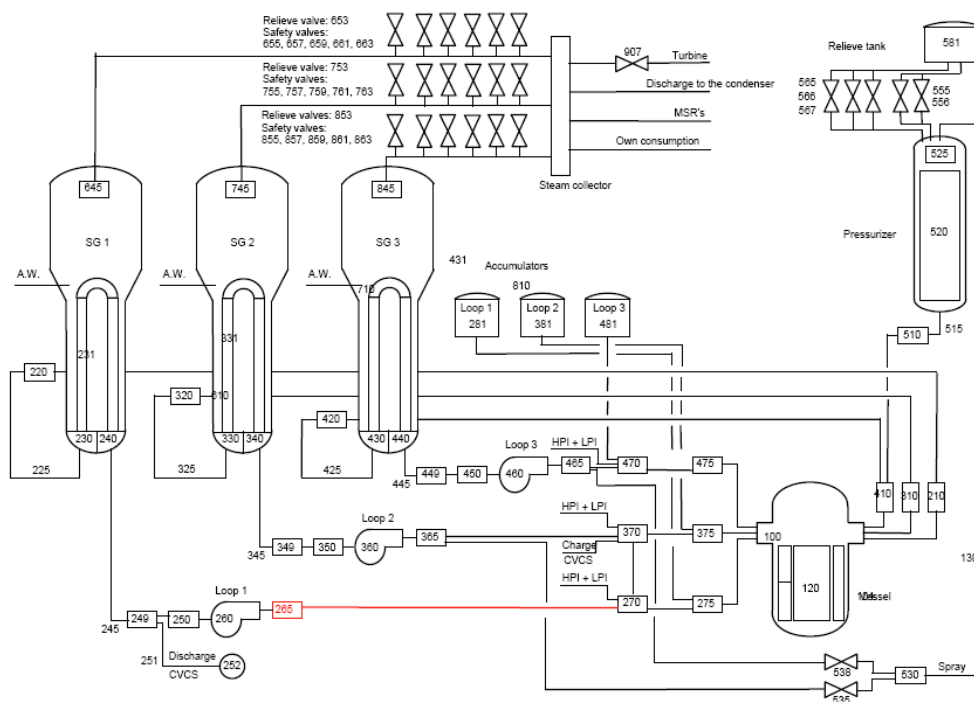


Figura 6-4. Model amb branca de ruptura ressaltada.

Per simular el transitori en la branca freda s'incorpora una vàlvula (286) que simularà el forat del trencament i un volum (291) que recollirà el refrigerant perdut. El següent fragment de text és la part del transitori on es defineix la vàlvula i el volum:



```

*      LOCA de 5.6", ruptura de la rama freda del llaç 1 als 50 segons
*-----!-----!-----!-----!-----!-----!-----!-----
*      vàlvula simulant ruptura
2860000 v-guill1 valve
*      from      to      area      floss      rloss      vcahs
2860101 265010000 291000000 .01589035 1.25 1.25 0100
2860102 1.      1.
2860201 1      0.0  0.0  0.0
2860300 trpvlv
2860301 205
*-----!-----!-----!-----!-----!-----!-----
*      volum de contenció
2910000 contvol tmdpvol
2910101 10.0 10.0 0. 0. 0. 0. 0.
2910102 0. 00
2910200 2
2910201 0. 1.0e5 1.
*-----!-----!-----!-----!-----!-----!-----

```

Figura 6-5. Fragment de l'arxiu transitori.

El transitori té una duració de 800 segons que sumats als 4000 segons de l'execució de l'estacionari, tenim una simulació total de 4800 segons. En el segon 50 es produeix la ruptura que s'introdueix en el codi mitjançant la vàlvula 286 connectada a la branca freda i situada després de la bomba de refrigeració. Als 50 segons la vàlvula s'obre completament i produeix una fuga del refrigerant que s'acumula al dipòsit. L'àrea de la vàlvula ve determinada per la dimensió del LOCA ja que representa l'àrea de ruptura.

La ruptura ve acompanyada per l'aturada de les bombes BRR i la no disponibilitat d'un dels trens d'injecció de seguretat a alta pressió.

6.1.3.2. Dimensió del LOCA

Inicialment, el LOCA petit consistia en un trencament de 6 polzades. Al iniciar el contacte amb el programa i la comprensió del funcionament i efectes del transitori es duu a terme una escombrada seqüencial molt bàsic de com afecta la variació de la mida d'aquesta ruptura a la temperatura de beina.

L'escombrada s'ha realitzat utilitzant 10 valors, els cinc valors immediatament inferiors a 6 polzades i els quatre immediatament superiors [5.5, 6,5] polzades. El resultat d'aquest mostreig és que la temperatura de beina s'eleva més si el trencament és de 5,6 polzades tal i com s'observa en la Figura 6-2. Amb aquesta observació es decideix realitzar l'anàlisi d'incerteses mantenint la ruptura de 5,6 polzades (que passa a ser el Cas Base) ja que tot i ser un mostreig superficial ha proporcionat un cas més crític.



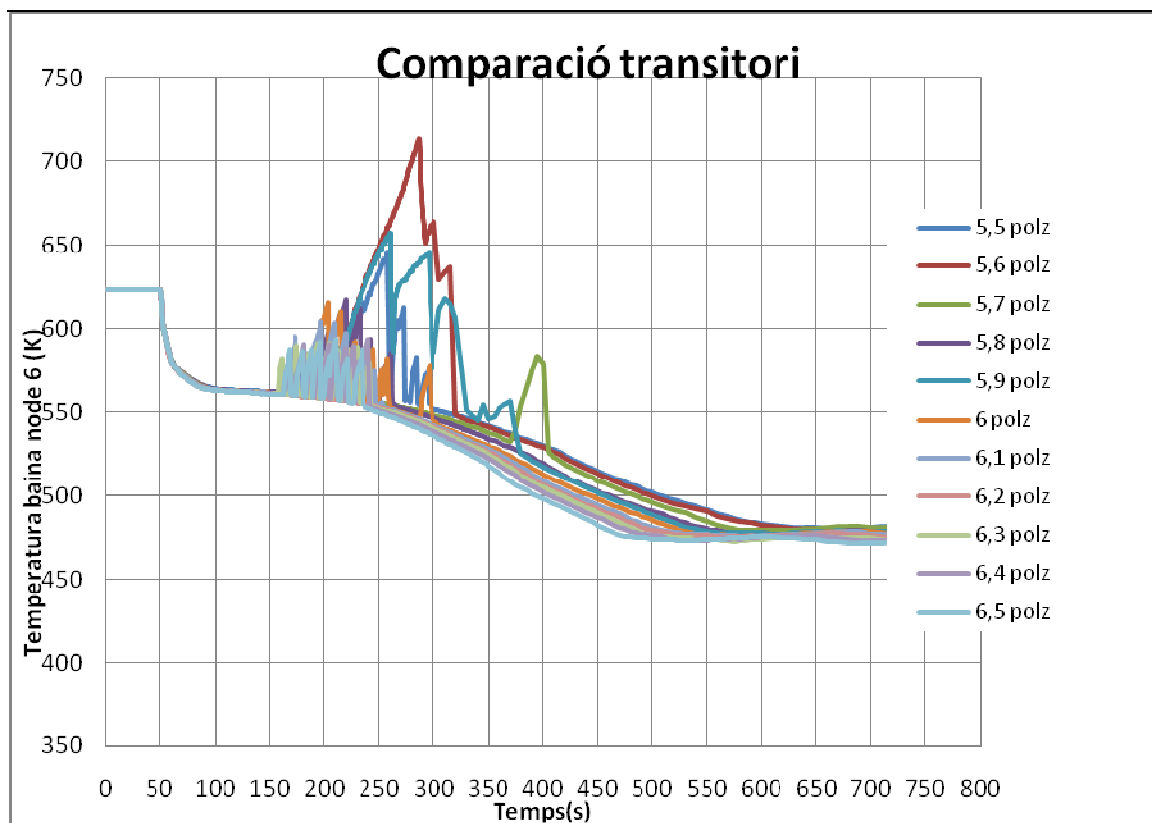


Figura 6-6. Temperatura per diferents mides de ruptura.

6.1.3.3. Resultats del transitori

El comportament de la planta en aquest és el següent: passats 50 segons de l'inici de la simulació es produeix el trencament a la branca freda del secundari amb la conseqüent caiguda del reactor.

Succés	Temps d'inici (s)
Descàrrega ruptura	50
BRR aturades	50
Parada Turbina	50
Parada Reactor	50
Injecció acumuladors	390
Injecció tren HPI	56
Pic temperatura beina node 5	425
Pic temperatura beina node 6	430

Taula 6-1. Cronologia del transitori.

La pèrdua de caudal degut al trencament juntament amb l'aturada de les bombes de refrigeració provoca la parada de la turbina i per tant, l'aturada del reactor.



Després del trencament de 5,6 polzades es produeix una ràpida pèrdua de pressió (Figura 6-6) i el sistema primari es desacobla del sistema secundari. La turbina i el reactor es disparen (Figura 6-7) i les bombes de refrigeració són aturades (Figura 6-8).

L'aigua d'alimentació auxiliar (AAA) entra immediatament (uns 5 segons després del trencament) en funcionament, però encara queda un increment en la pressió que força l'actuació de l'Steam Dump (Figura 6-10). En la Figura 6-9 es pot veure com el cabal d'AAA és molt més gran en el generador de vapor 2 que en els altres dos. Això és degut al fet que AAA d'aquest llaç és controlat per una turbobomba mentre que els altres dos circuits tancats usen una motobomba quedant les línies solapades.

L'aturada de les bombes BRR causa una disminució de cabal màssic al nucli pròxim al zero (Figura 6-12). Les oscil·lacions són degudes a la injecció dels acumuladors (Figura 6-13).

A més a més, quan la pressió baixa per sota dels 130 kg/cm^2 , el tren HPI comença a injectar aigua freda en els tres llaços.

En la Figura 6-16 es pot veure com es produeix un descobriment del nucli. El nivell de col·lapsat disminueix per sota dels 3.7 metres que representa la part superior del combustible actiu. Aquest descobriment es corrobora amb el valor de fracció de vapor en el volum a sobre del nucli. Quan la fracció de vapor en els nodes del nucli arriben a valors propers a 1, les temperatures de revestiment també comencen a pujar (Figura 6-17).

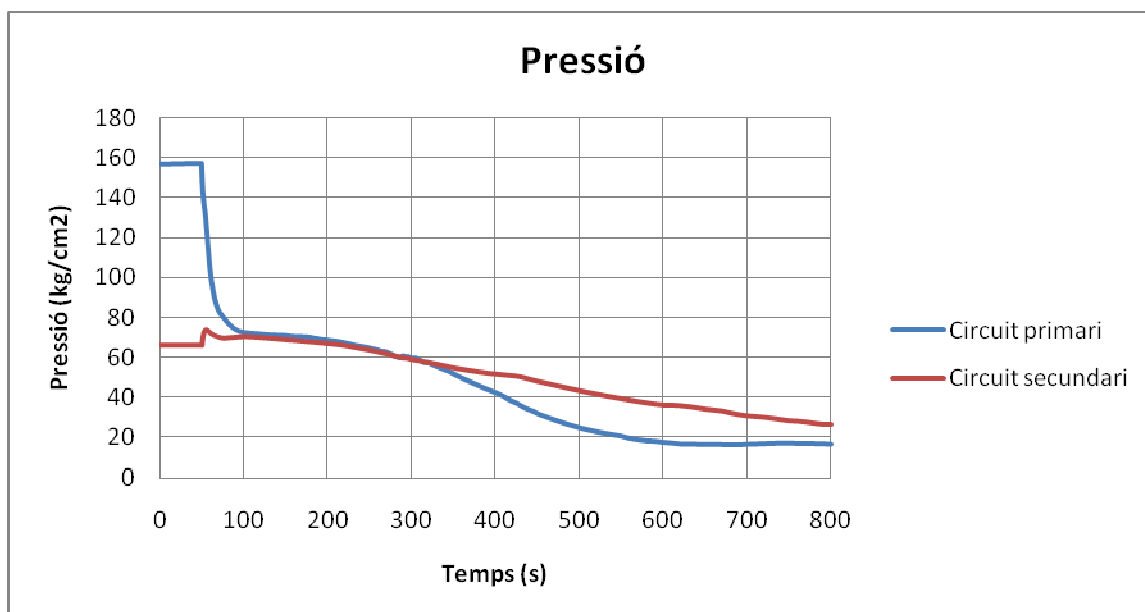


Figura 6-7. Pressió primari i secundari.



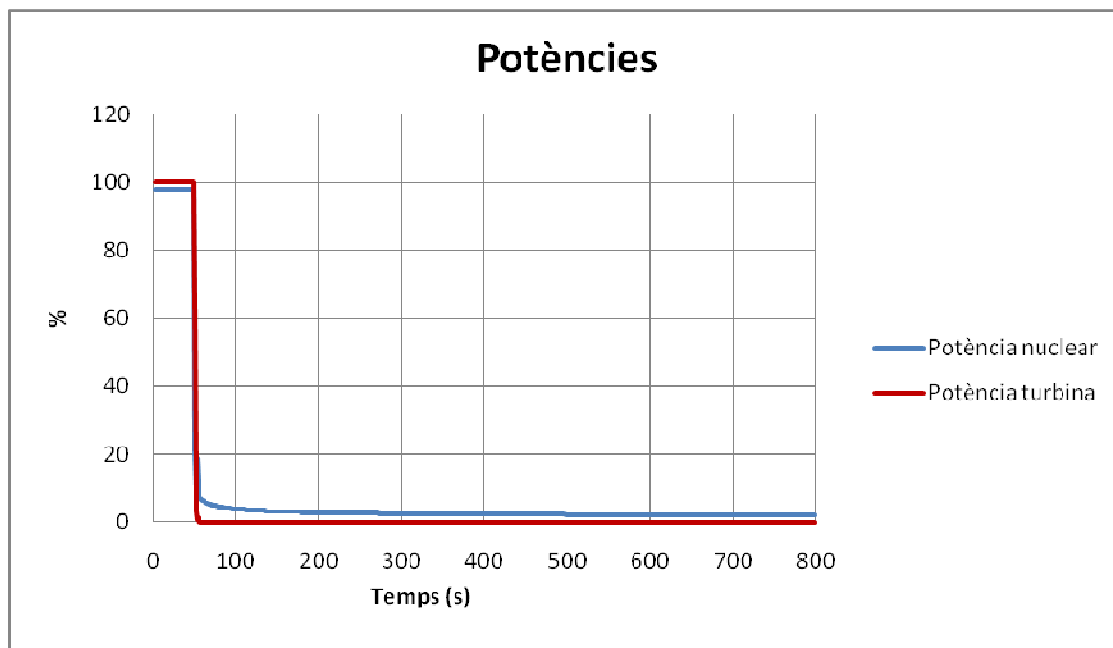


Figura 6-8. Disminució de les potències.

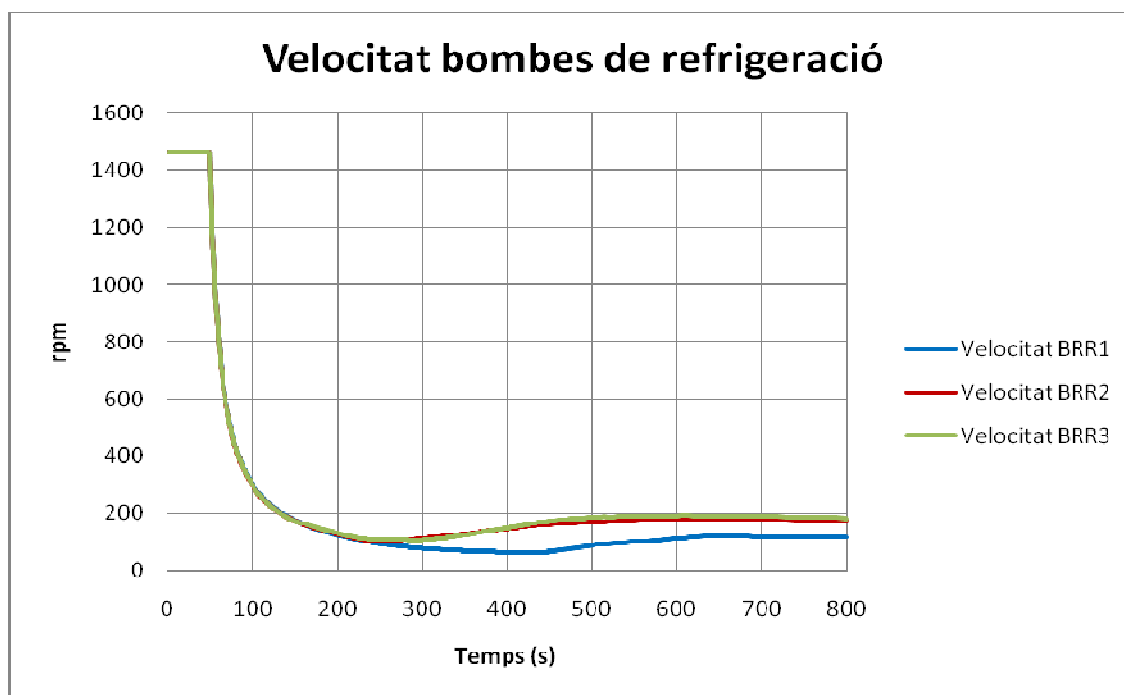


Figura 6-9. Velocitat bombes de refrigeració.



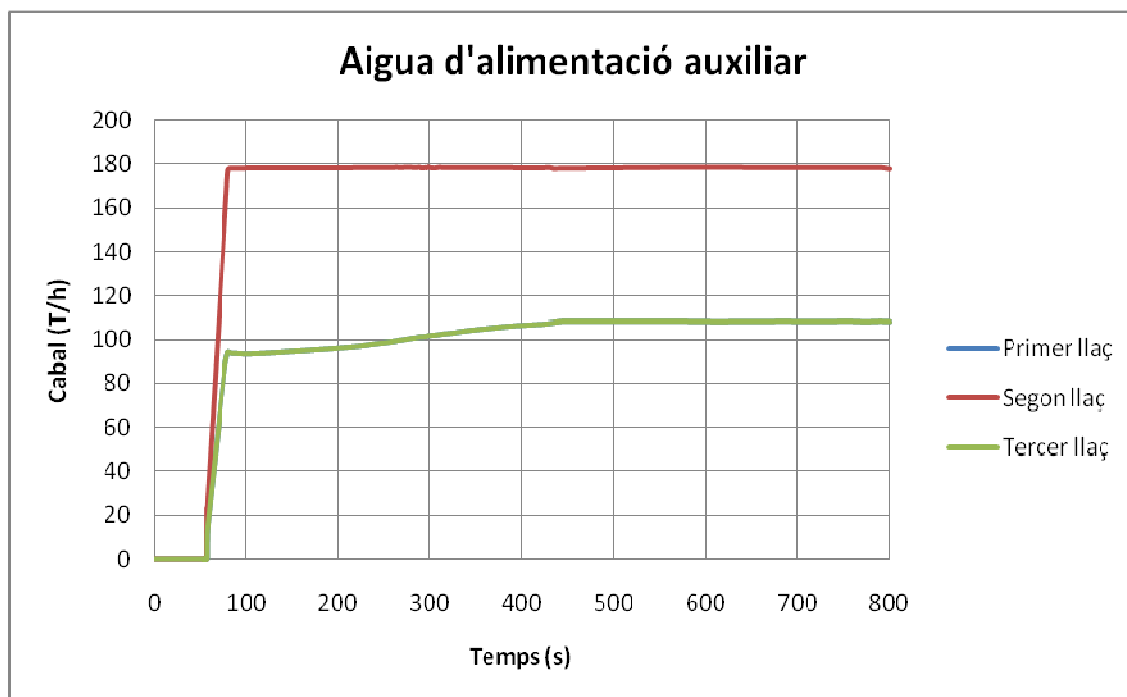


Figura 6-10. Aigua d'alimentació auxiliar (AAA) als generadors.

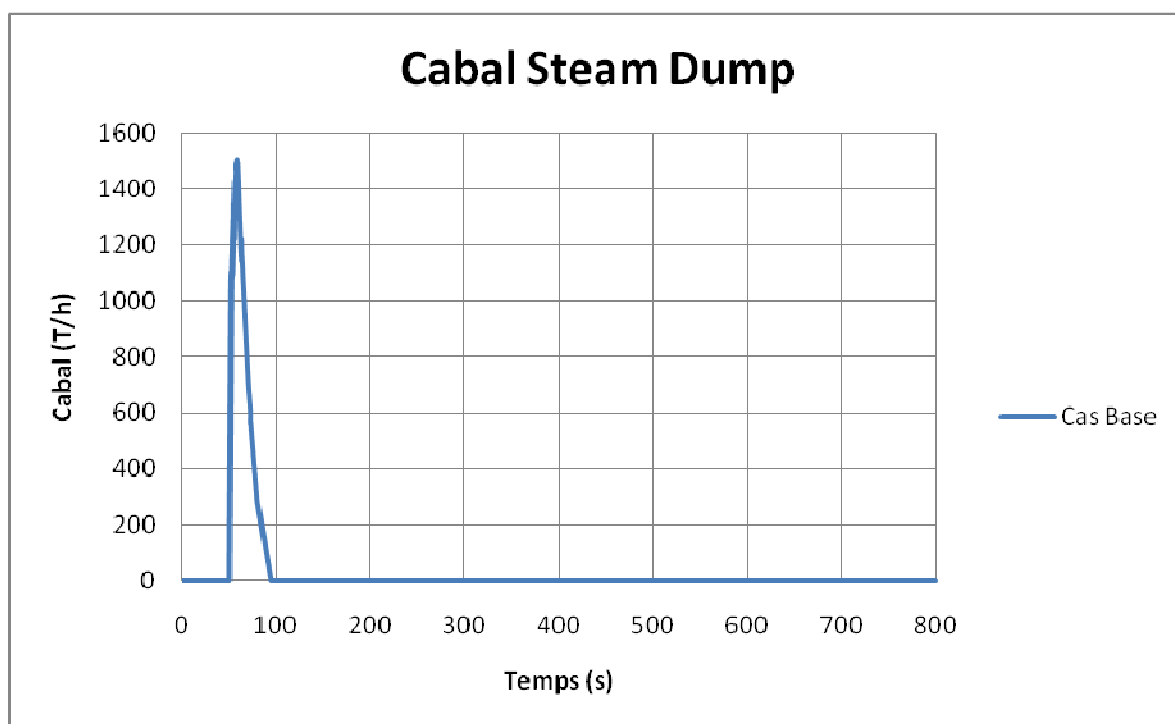


Figura 6-11. Cabal Steam Dump..



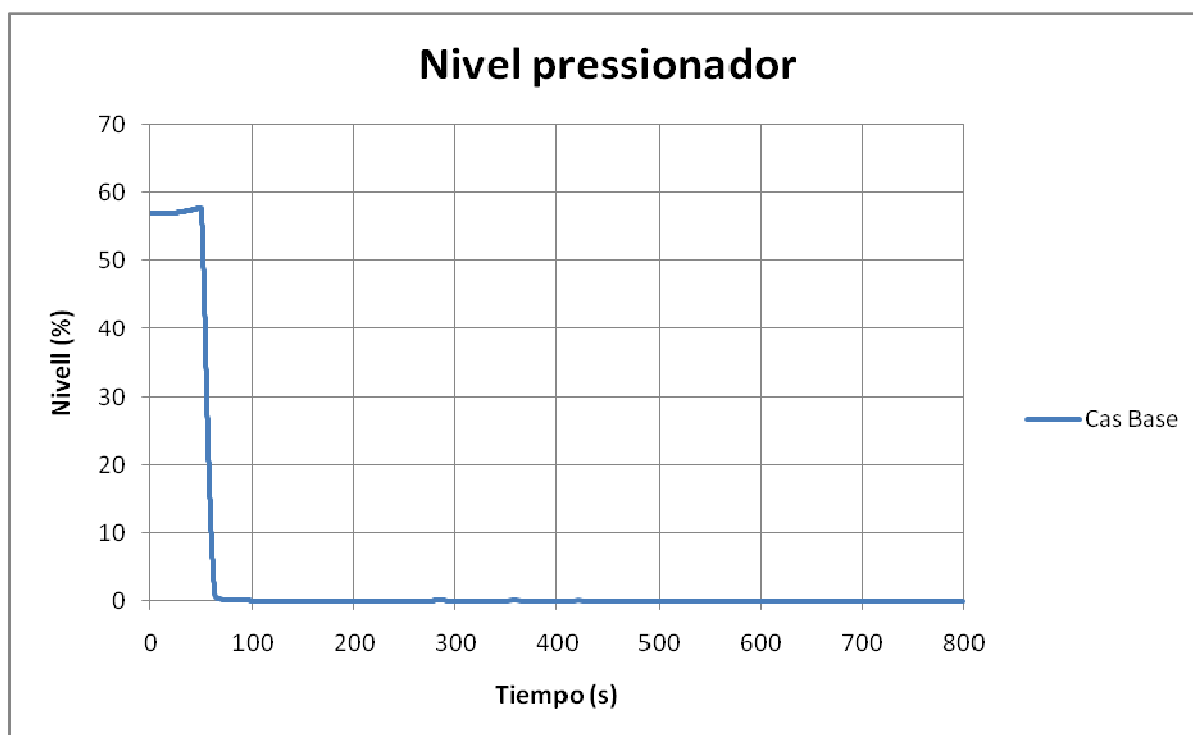


Figura 6-12. Nivell pressonador.

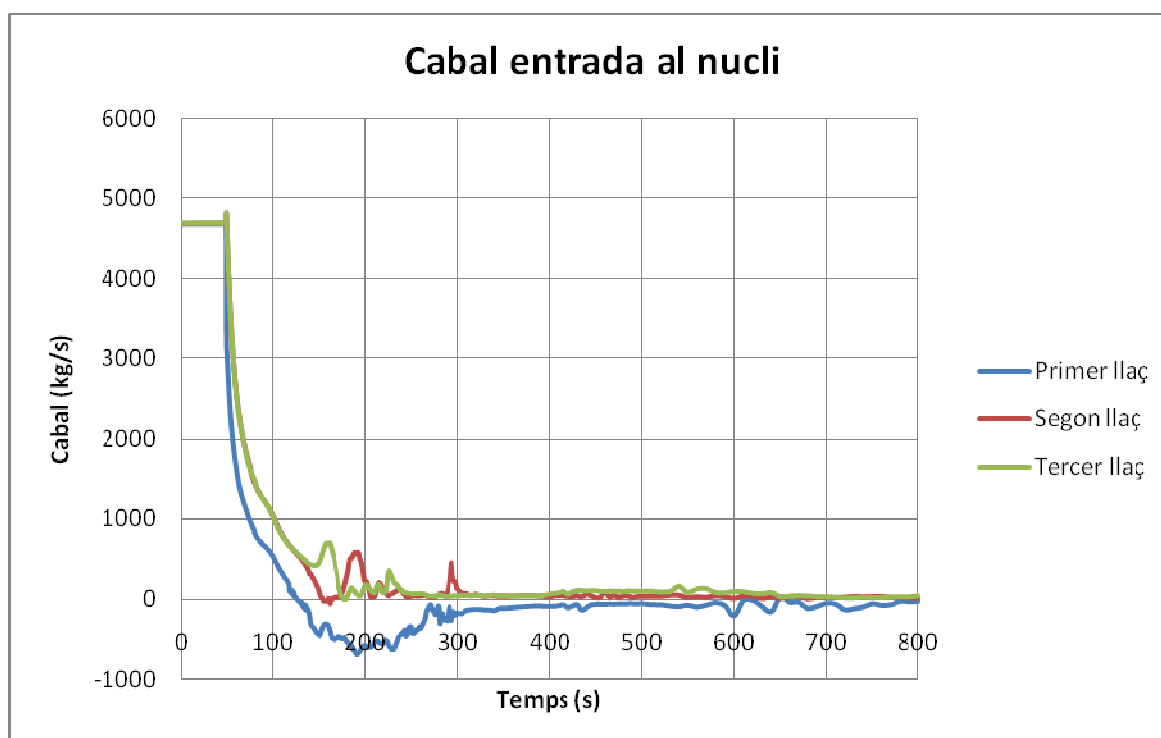


Figura 6-13. Cabal entrada al nucli.



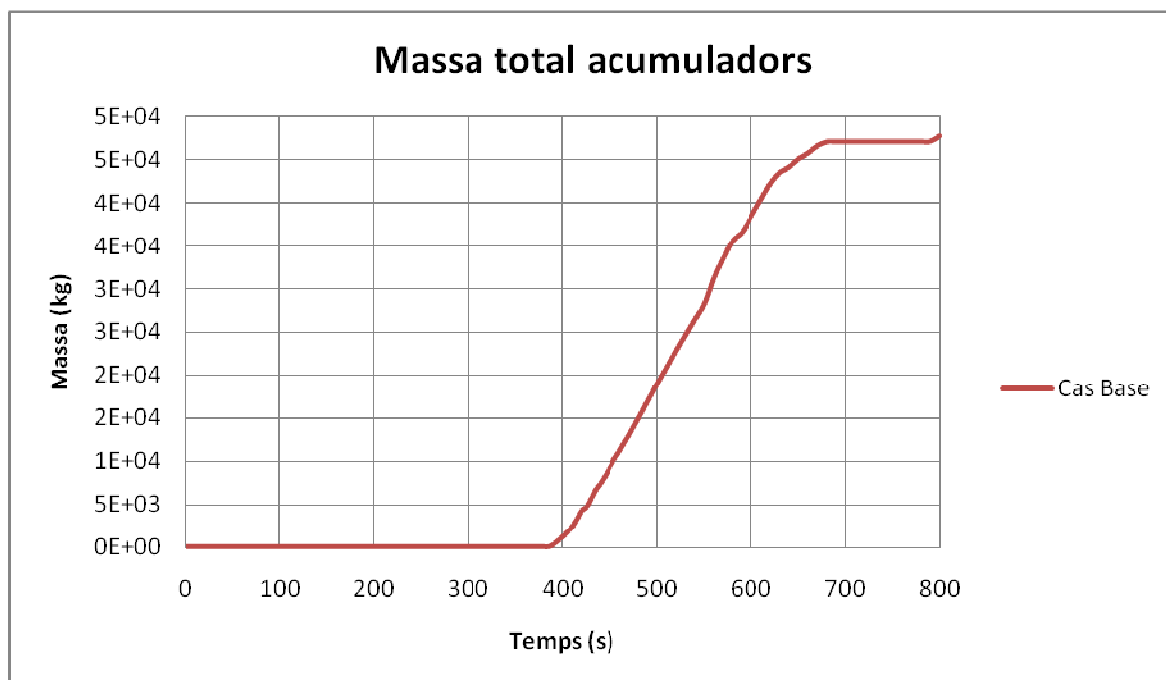


Figura 6-14. Cabal dels tres acumuladors sumats.

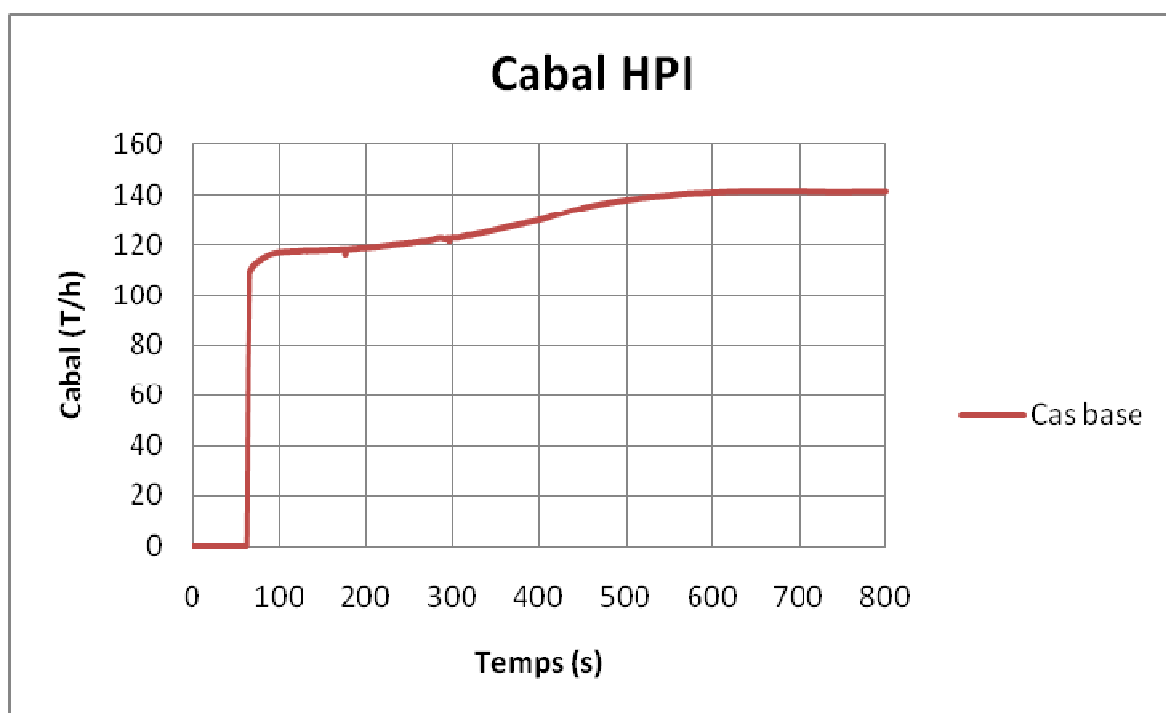


Figura 6-15. Cabal tren HPI.



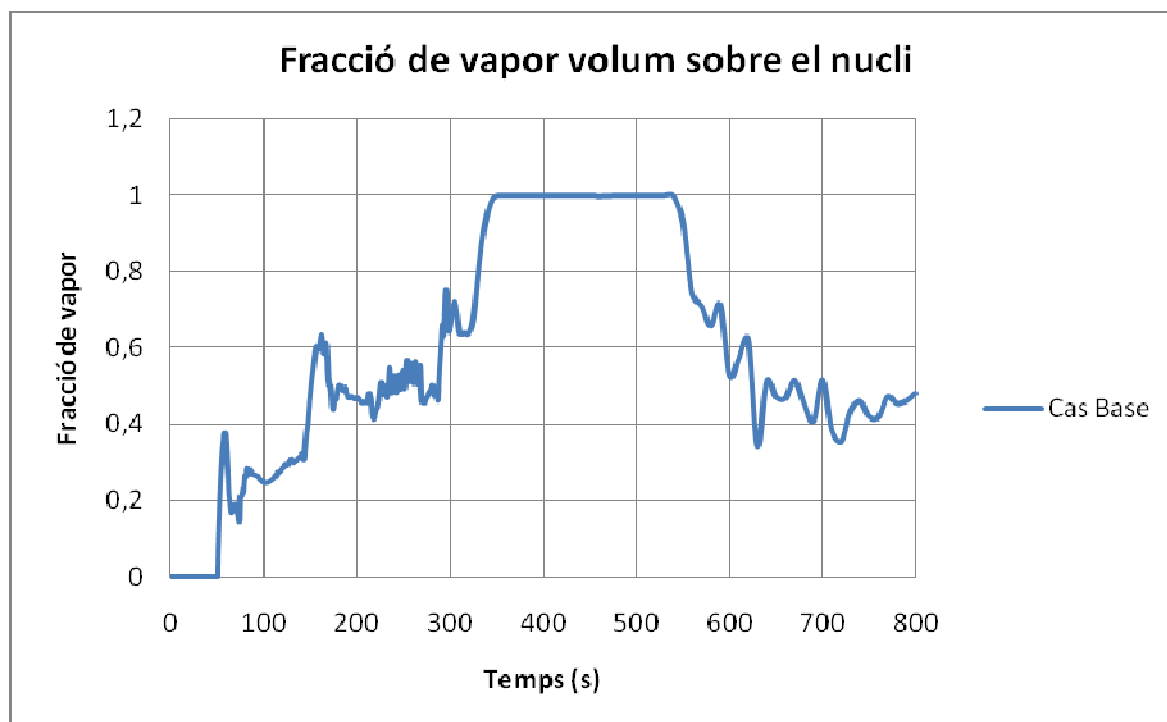


Figura 6-16. Fracció de vapor per un volum situat a la sortida del nucli.

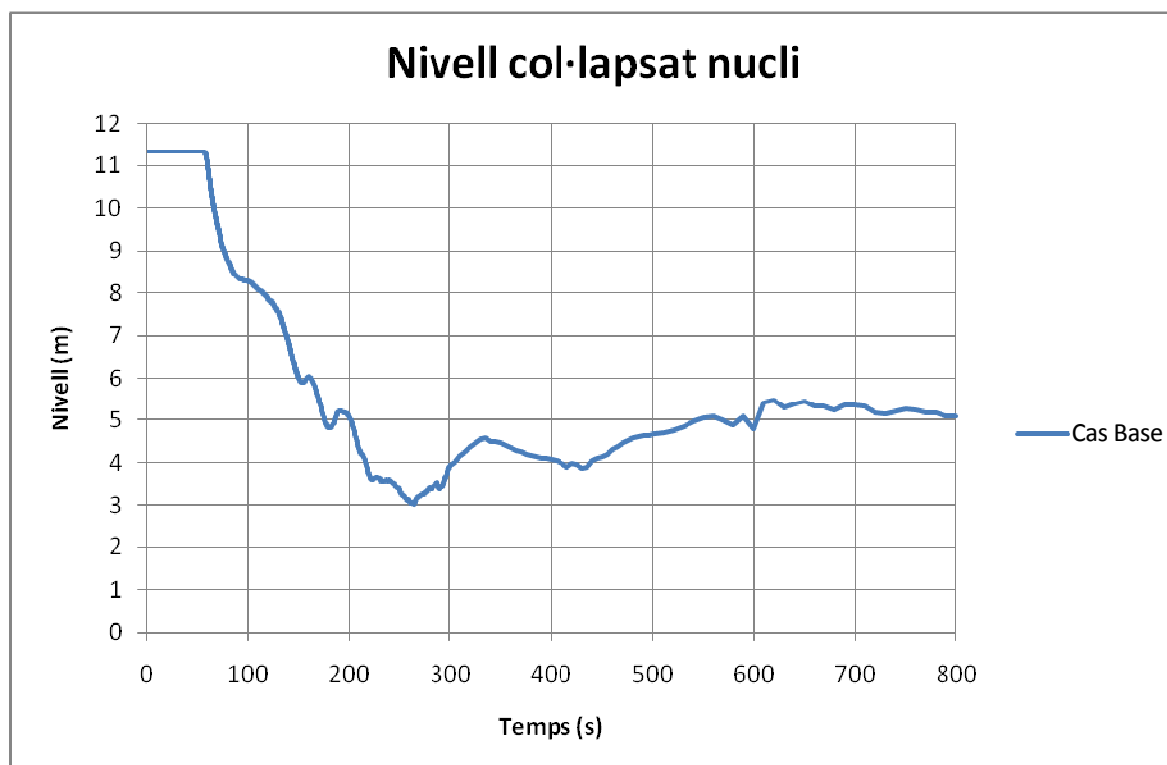


Figura 6-17. Nivell nucli.



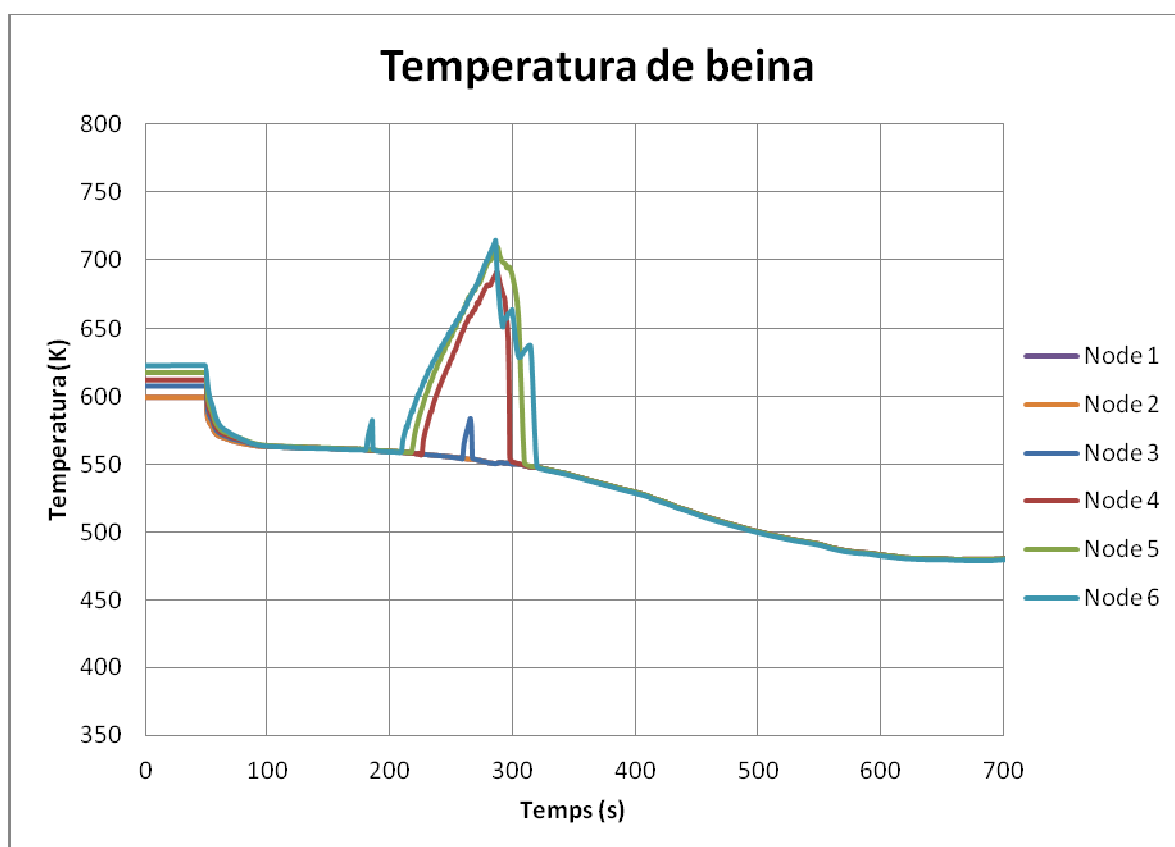


Figura 6-18. Temperatures de beina.

Finalment, en la Figura 6-18 s'observa l'evolució de la temperatura de beina en els diferents nodes del nucli. Apareixent un pic, entre els 200 i 300 segons de transitori. El valor del pic arriba tan sols a 720K, molt lluny del valor llindar de 1447K (1200°C).





7. Estudi de sensibilitats

7.1. Introducció

Per tal de fer una primera aproximació als paràmetres potencialment crítics pel funcionament de la planta es procedeix a fer un estudi de sensibilitats.

En un escenari LOCA el circuit secundari no és sotmès a cap modificació, i per tant no resulta útil considerar els possibles paràmetres crítics que pugui tenir, ja que no tindran afectació sobre el comportament de la planta. Sí que és rellevant pel contrari, el comportament del circuit primari, ja que és la part principal afectada pel LOCA.

Concretament els paràmetres s'han escollit d'una llista proporcionada pel programa BEMUSE (Best Estimate Methods plus Uncertainty and Sensitivity) el qual estudia el cas d'un LOCA gran. Encara que variï la mida de la ruptura, els components afectats pel LOCA són pràcticament els mateixos.

La llista extreta de BEMUSE té un total de 22 paràmetres incerts que poden ser tractats mitjançant els inputs. D'aquest total de 22 paràmetres s'han escollit un total de 12.

El nombre de paràmetres no es troba restringit per cap condició. Es poden estudiar tants paràmetres com sigui necessari o interressi, dels quals és probable que algunes variables quedin descartades al veure la poca o nul·la influència que tenen en el paràmetre a limitar quan es realitza l'estudi de sensibilitats.

En el nostre cas, al ser un nombre reduït de variables, totes seran sotmeses també a l'anàlisi d'incerteses.

7.2. Paràmetres estudiats

Per tant, i com a mesura d'aproximació, es treballaran les sensibilitats dels paràmetres afectats pel recorregut de l'aigua d'injecció, així com els elements que treballen en el circuit primari. A continuació es presenta un llistat dels paràmetres sotmesos a estudi:

- Pressió de contenció.
- Coeficient de descàrrega. Cabal subrefredat.
- Coeficient de descàrrega. Cabal de dos fases.



- Potència inicial al nucli.
- Conductivitat del combustible (per $T < 2000\text{K}$).
- Pressió inicial acumuladors.
- Temperatura inicial acumuladors.
- Nivell inicial pressonador.
- Pressió inicial pressonador.
- Cabal màssic inicial en el primari.
- Coeficients de pèrdues en el nucli.
- CCFL Gas Intercept (Wallis correlation)

La quantificació de les sensibilitats de cadascun d'aquests paràmetres s'ha fet seguint els següents criteris:

Paràmetre	Variació
1.Pressió de contenció	$\pm 20\%$
2.Coefficient de descàrrega de la vàlvula de ruptura. Cabal subrefredat.	$\pm 30\%$
3.Coefficient de descàrrega de la vàlvula de ruptura. Cabal amb 2 fases.	$\pm 30\%$
4.Potència inicial del nucli	$\pm 5\%$
5.Conductivitat del combustible per $T < 2000\text{K}$.	$\pm 30\%$
6.Pressió inicial acumuladors	$\pm 15\%$
7.Temperatura acumuladors	$\pm 10\%$
8.Nivell inicial pressonador	$\pm 10\%$
9.Pressió inicial pressonador	$\pm 5\%$
10.Cabal màssic inicial	$\pm 15\%$
11.Coefficients de pèrdues al nucli	$\pm 50\%$
12.CCFL (Wallis)	+15% -45%

Taula 7-1. Paràmetres sensibilitat i variacions.

La simulació dels nous valors dels paràmetres a considerar per l'estudi de sensibilitats té en alguns casos, afectacions directes sobre l'operació normal de la planta en mode estacionari. Concretament, dels 12 paràmetres llistats els 3 primers modifiquen el model transitori i els altres 9 són paràmetres que varien en l'estacionari.



7.3. Resultats i conclusions

Les simulacions del transitori LOCA de 5.6 polzades amb la incorporació de l'estudi de sensibilitats de factors potencialment sensibles pel comportament de la planta ha donat els següents resultats:

7.3.1. Pressió de contenció

Sensibilitat que afecta al volum que segueix a la vàlvula que simula el trencament, per tant, la sensibilitat és aplicada al transitori, quan aquest component serà utilitzat. És el volum que recull el refrigerant que surt a través de la ruptura.

El següent gràfic mostra simplement la variació introduïda en la pressió.

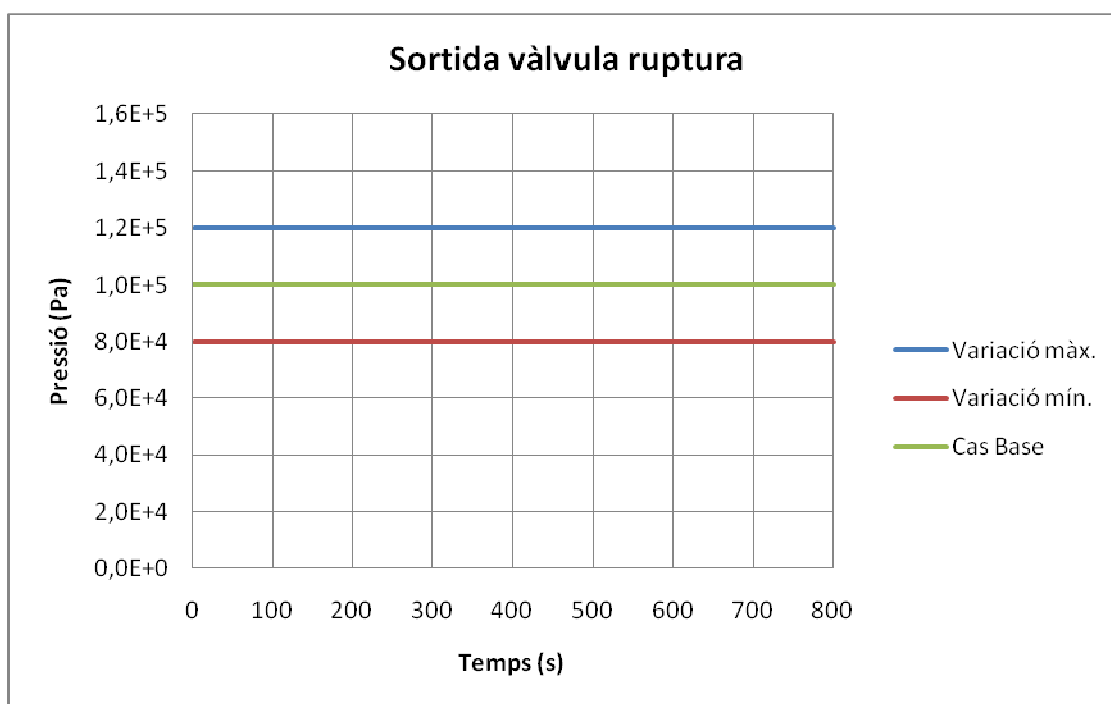


Figura 7-1. Variació pressió del volum.

Tal i com s'observa en el gràfic anterior, la pressió d'aquest volum és definida com un valor constant.



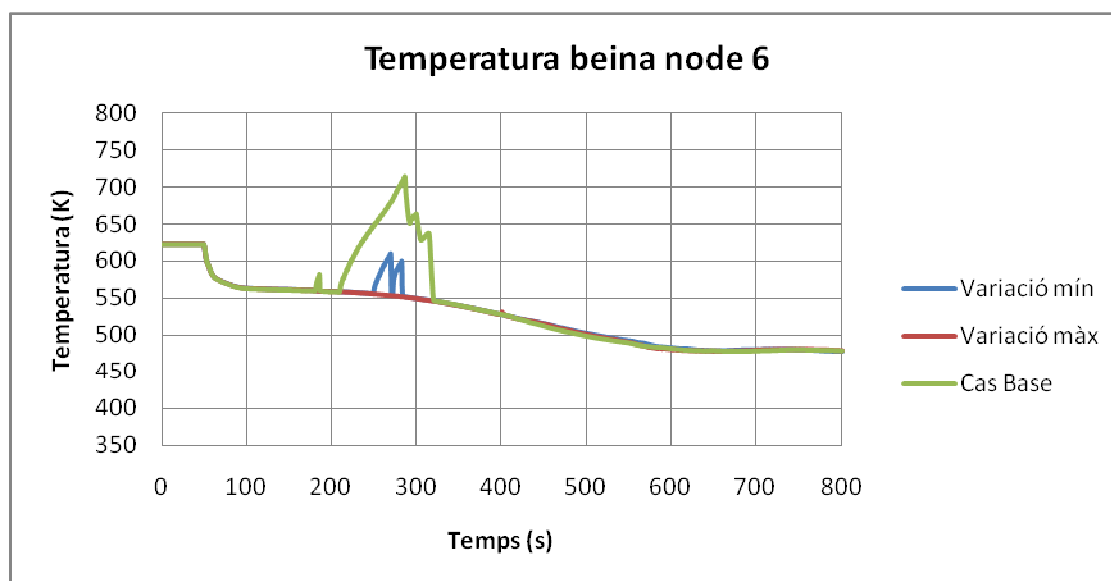


Figura 7-2. Temperatura de beina en el node 6

Com s'observa la modificació de la pressió del volum dóna lloc a un pic de temperatura molt reduït al disminuir la pressió, i al augmentar-la s'elimina el pic totalment.

Observant les diferents característiques del sistema s'observa que la variació de la pressió ocasiona lleugeres diferències entre algunes variables del model, com:

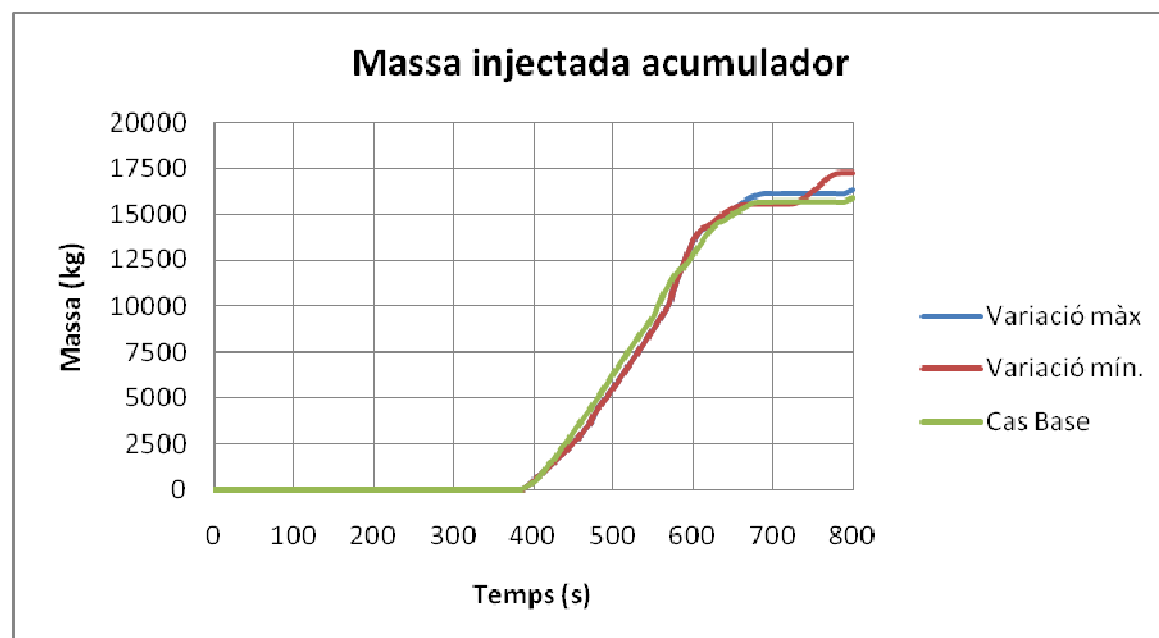


Figura 7-3. Cabal d'entrada al nucli



Els tres acumuladors s'engeguen en el mateix instant però s'observa com el comportament en el cas de la pressió més baixa és lleugerament diferent durant l'increment de massa proporcionada per l'acumulador.

També s'observa com el nivell del nucli és, de manera pràcticament insignificant, inferior en el cas de la variació mínima entre els 200 i 300 segons que correspon amb el petit pic de temperatura.

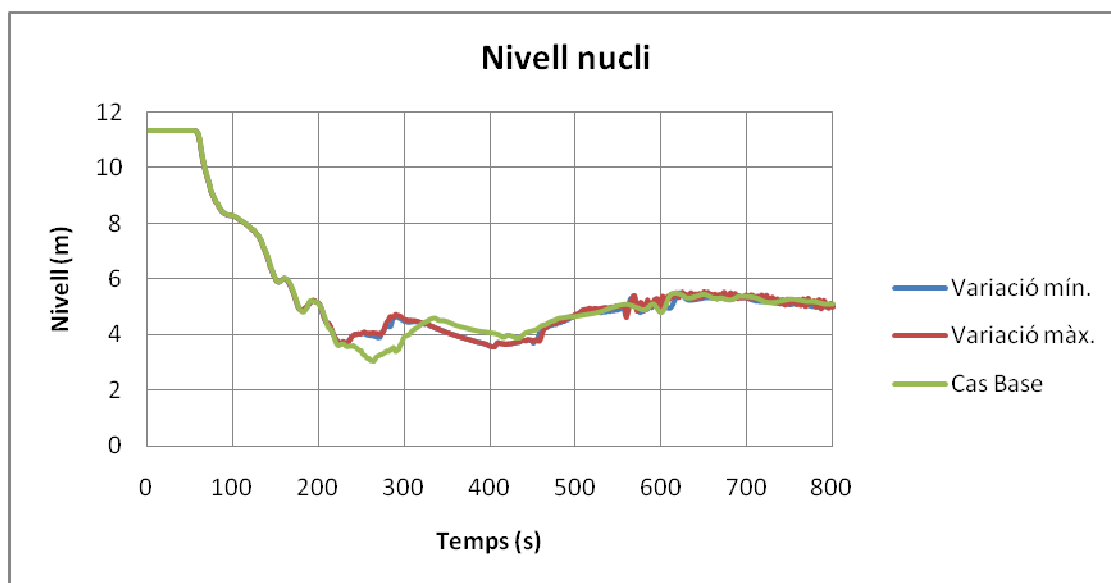


Figura 7-4. Nivell del nucli

7.3.2. Coeficient de descàrrega de la vàlvula de ruptura. Cabal subrefredat.

El cabal que surt per la vàlvula de trencament és sotmès a un estrangulament i arriba a un punt on el cabal no varia encara que es modifiqui la pressió de descàrrega de la vàlvula. En aquestes condicions, el refrigerant que entra a la vàlvula en una única fase pot passar a compartir dos estats (líquid-vapor). Per aquest motiu s'aplica un coeficient de descàrrega per als dos tipus de situacions.

En aquest cas, quan només tenim una fase, cabal subrefredat:



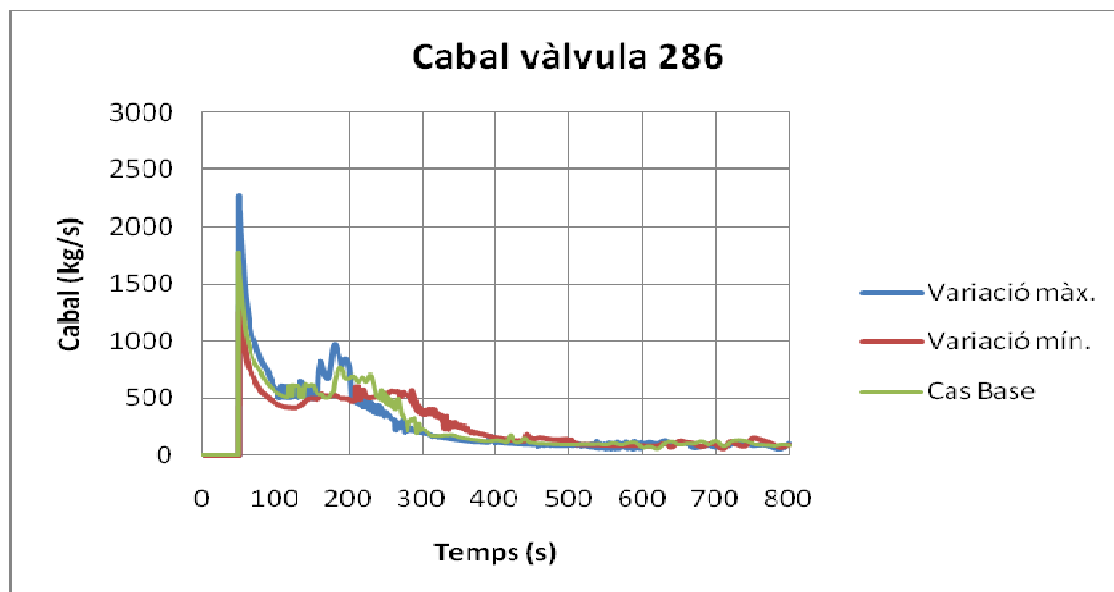


Figura 7-5. Cabal a través de la vàlvula que simula el trencament.

Si el coeficient de descàrrega és més gran, el cabal que surt per la vàlvula augmenta. Per tant, al tenir menys refrigerant i baixar la pressió provoca que els acumuladors injectin més aviat fent que disminueixi la temperatura la qual havia dibuixat un pic molt semblant al Cas Base.

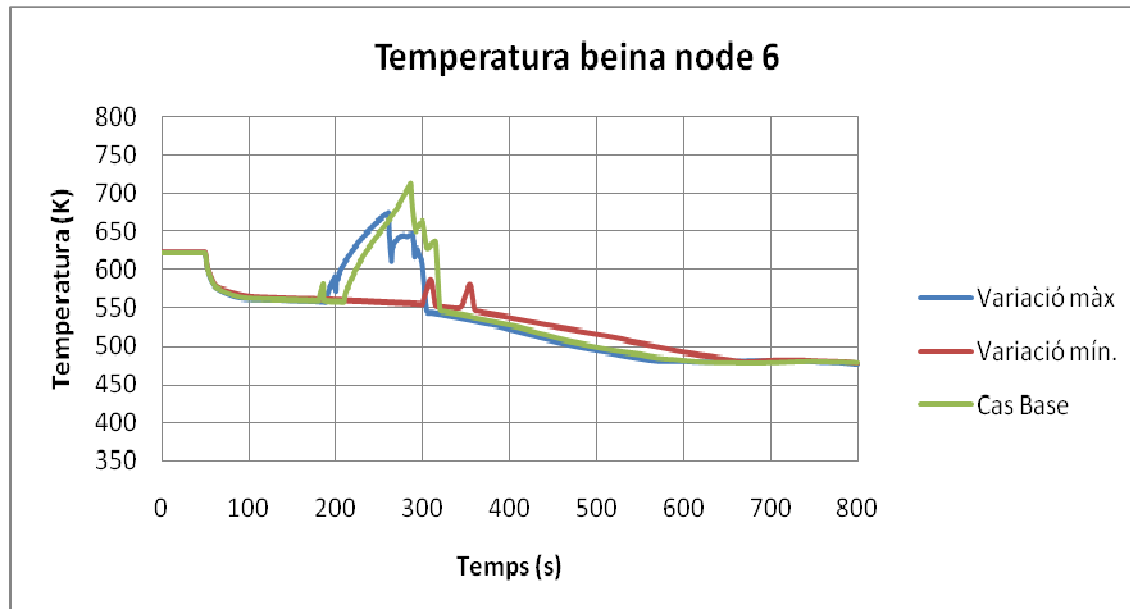


Figura 7-6. Temperatura de beina en el node 6.

Pel contrari, si disminueix la quantitat de cabal que es perd, la pressió no disminueix tant ràpid, els acumuladors entren més tard i la temperatura pràcticament no pateix cap pic.



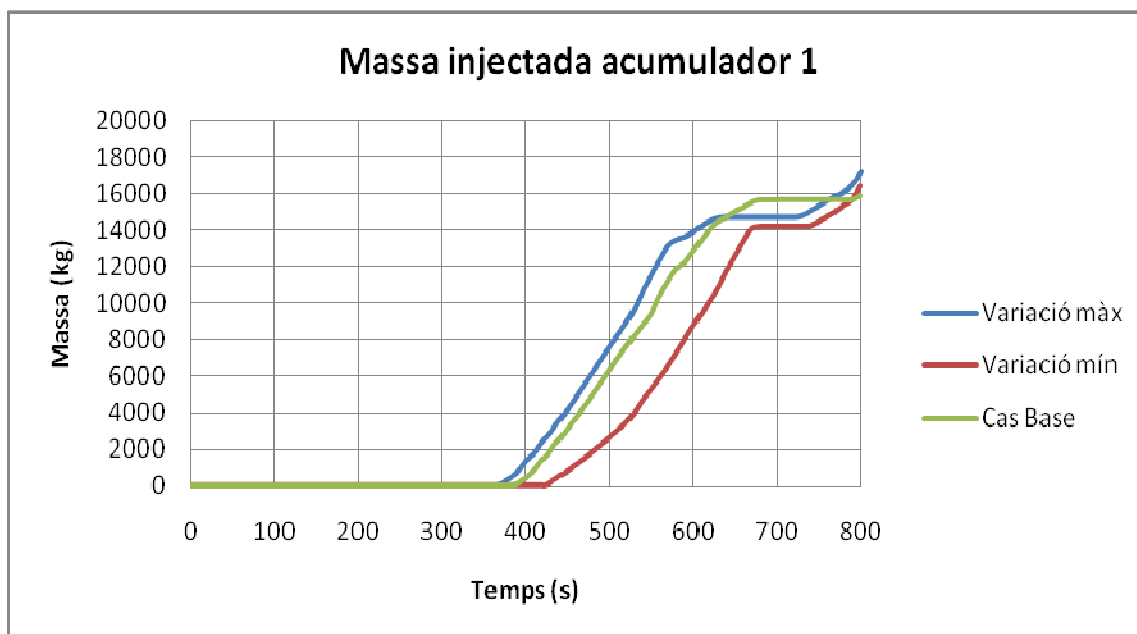


Figura 7-7. Massa injectada acumulador 1.

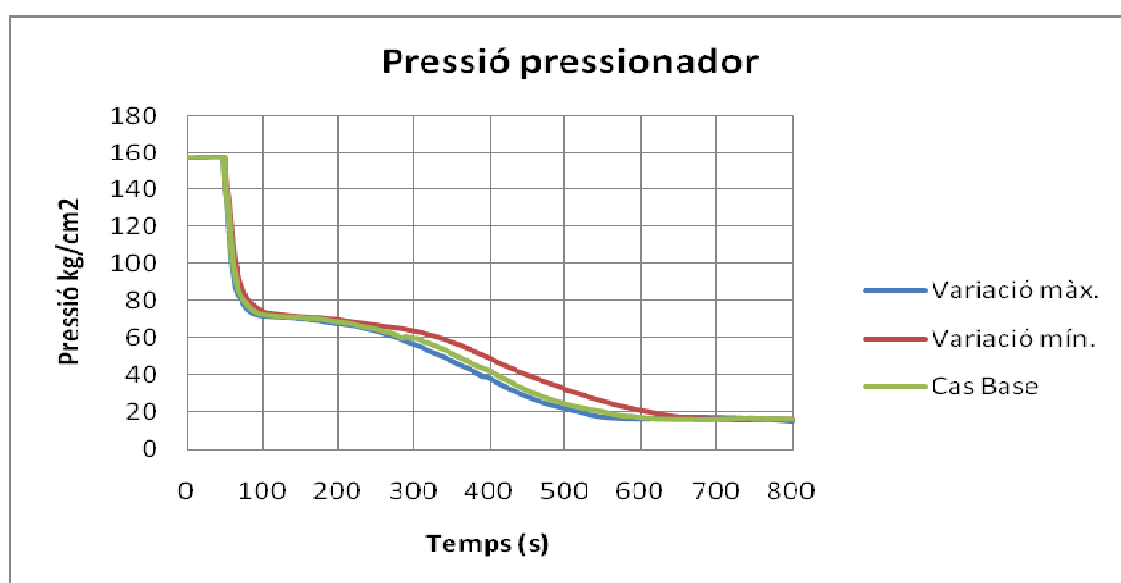


Figura 7-8. Pressió en el pressionador.

Les variacions donen per resultat la disminució de la temperatura, eliminant-ne el pic pràcticament si la el valor de la variable es baix i mantenint la temperatura alta si la variable també és alta.

7.3.3. Coeficient de descàrrega de la vàlvula de ruptura. Cabal en 2 fases.

Cas semblant a l'anterior però ara, variant la descàrrega del cabal en dues fases.



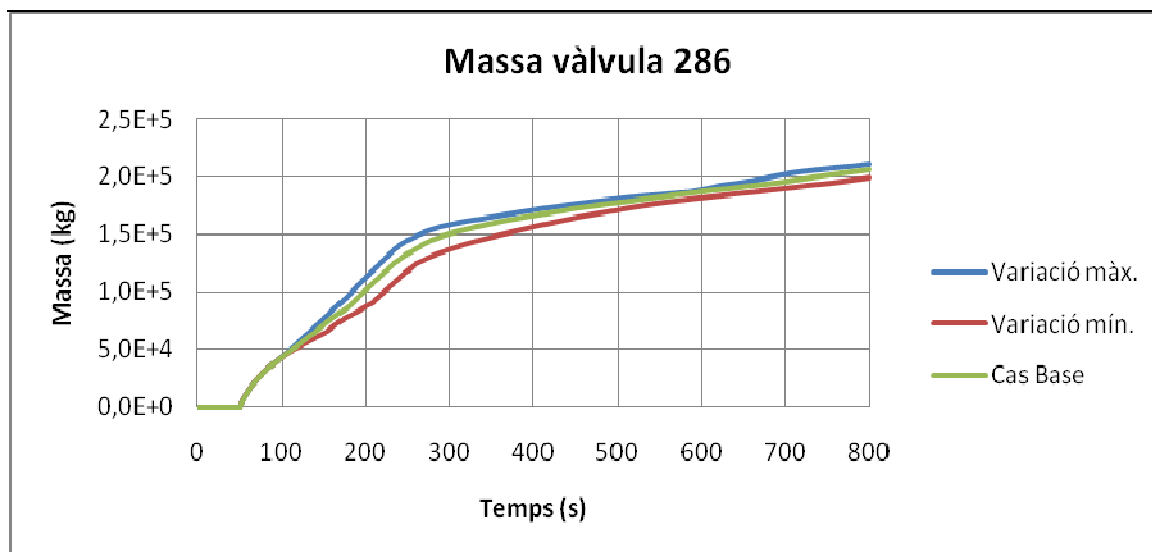


Figura 7-9. Temperatura de beina en el node 6.

En comptes de representar el cabal, s'ha representat la massa, observant-se també clarament l'efecte dels coeficients de variació.

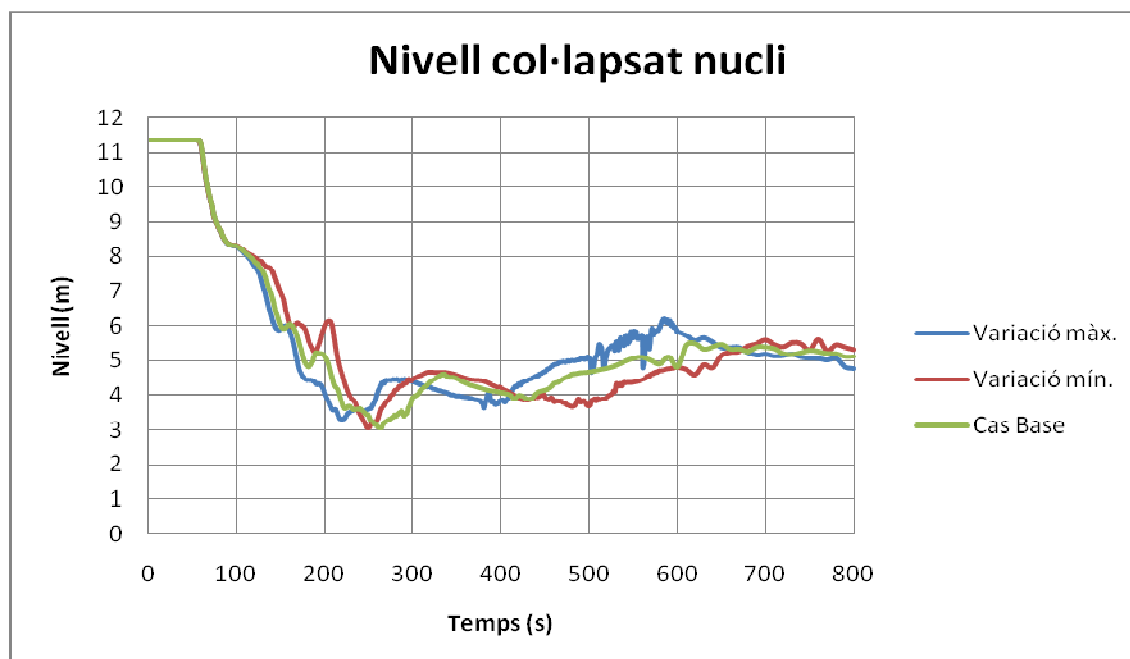


Figura 7-10. Nivell col·lapsat del nucli.

En aquest cas, però el pic de temperatura pràcticament igual que en el Cas Base es produeix quan el coeficient és mínim que es reflecteix en la disminució del nivell de col·lapsat del nucli passats els 250 segons.

Els acumuladors que s'activen abans són els que corresponen amb el valor del coeficient més baix.



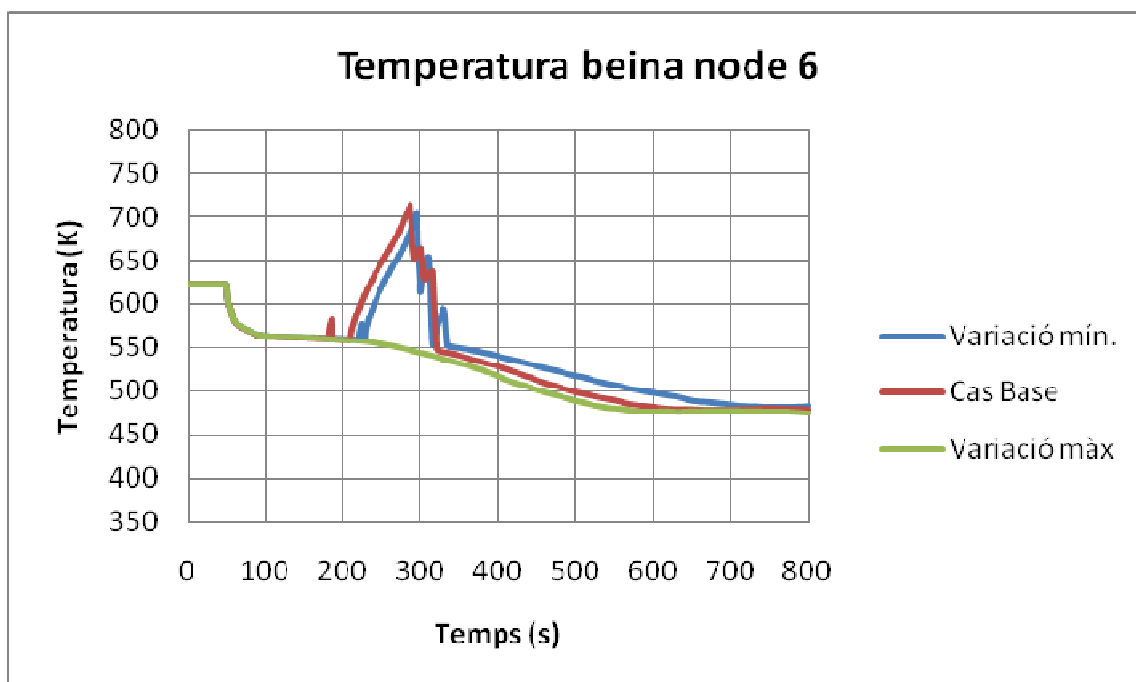


Figura 7-11. Temperatura de beina.

Aquest i l'anterior es comporten de manera contrària. Una major coeficient de descàrrega quan el refrigerant està subrefredat és contrarestat si el coeficient en dues fases també és alt i el mateix passa si els coeficients són baixos.

Com més líquid subrefredat es perd també disminueix la capacitat de refrigeració per això augmenta la temperatura i si pel contrari, flueix més refrigerant en estat de dues fases, aquest col·labora en l'augment de la temperatura.

7.3.4. Potència inicial del nucli

Les sensibilitats d'aquests tres primers casos són aplicades al arxiu transitori. A partir d'ara, les sensibilitats afecten a l'estacionari (des del principi de la simulació) i s'executa sobre aquest estacionari el transitori Base.

La variació de la potència del nucli es mostra en la següent gràfica:



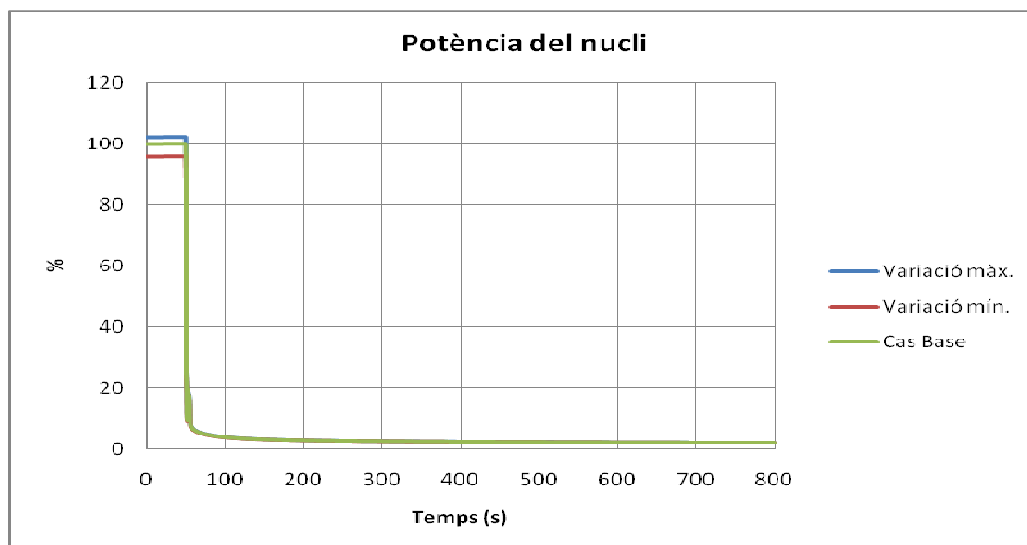


Figura 7-12. Potència del nucli.

Al augmentar la potència del nucli més la falta de refrigerant repercuteix en les temperatures fent que perdurin més altes. Pel contrari, la disminució de la potència del nucli elimina la temperatura de pic, ja que les temperatures són més baixes i la injecció d'alta pressió entra en el mateix instant que en el cas de més alta potència.

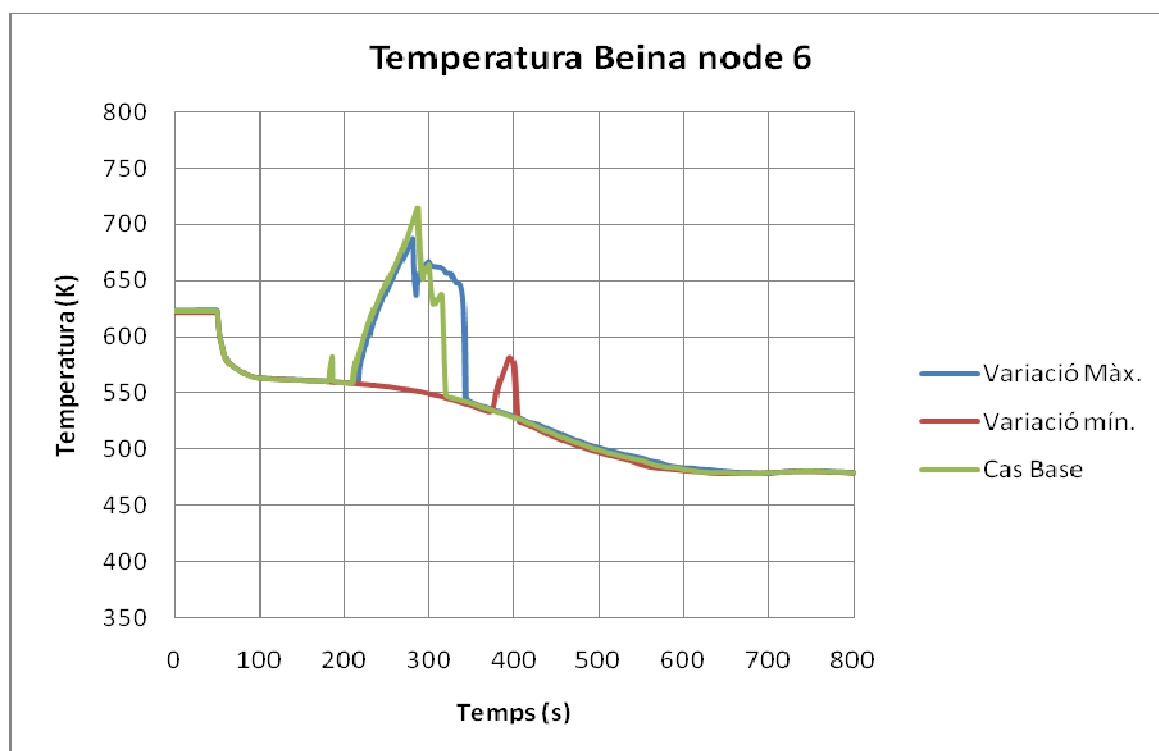


Figura 7-13. Potència del nucli.



7.3.5. Conductivitat del combustible per $T < 2000K$.

La variació de la conductivitat de l' UO_2 quan la temperatura és inferior a 2000K provoca que la temperatura del combustible s'estacioni en diferents valors. Al tenir coeficients més baixos, la temperatura és més alta ja que és més difícil que perdi aquesta temperatura:

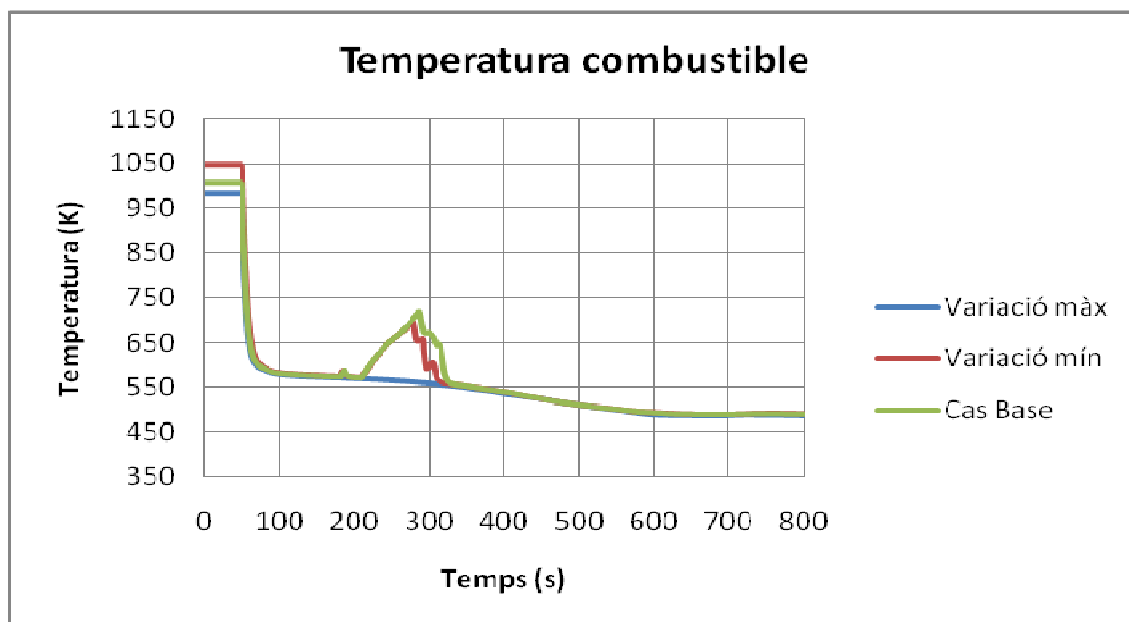


Figura 7-14. Temperatura del combustible. Dintre de la beina.

Tot i que inicialment hi ha diferències en els valors, després de l'scram les temperatures del combustible segueixen el mateix recorregut que les temperatures de beina:

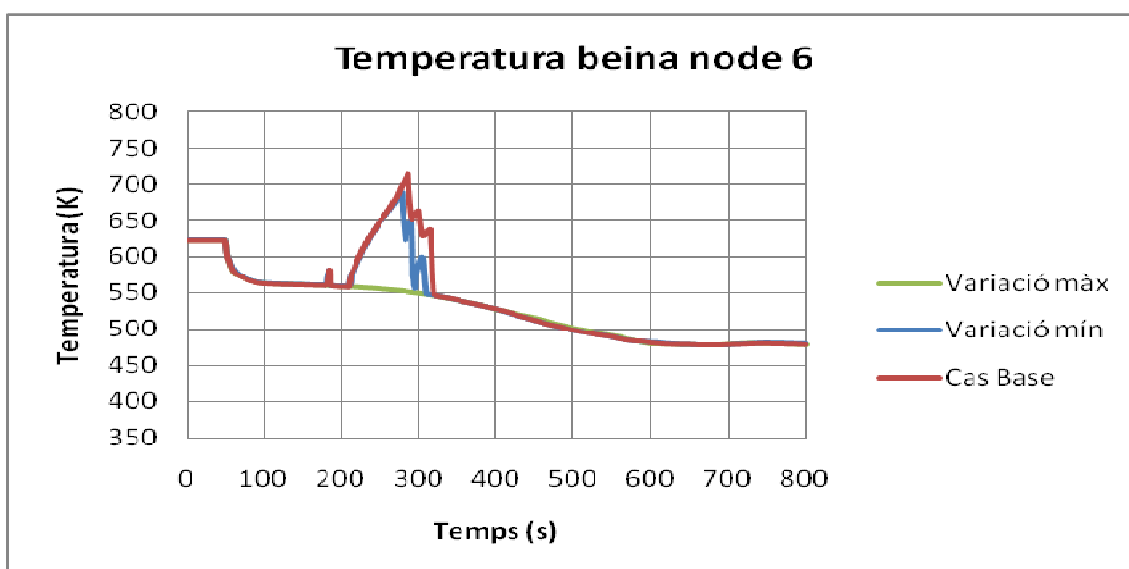


Figura 7-15. Temperatura de beina node 6.



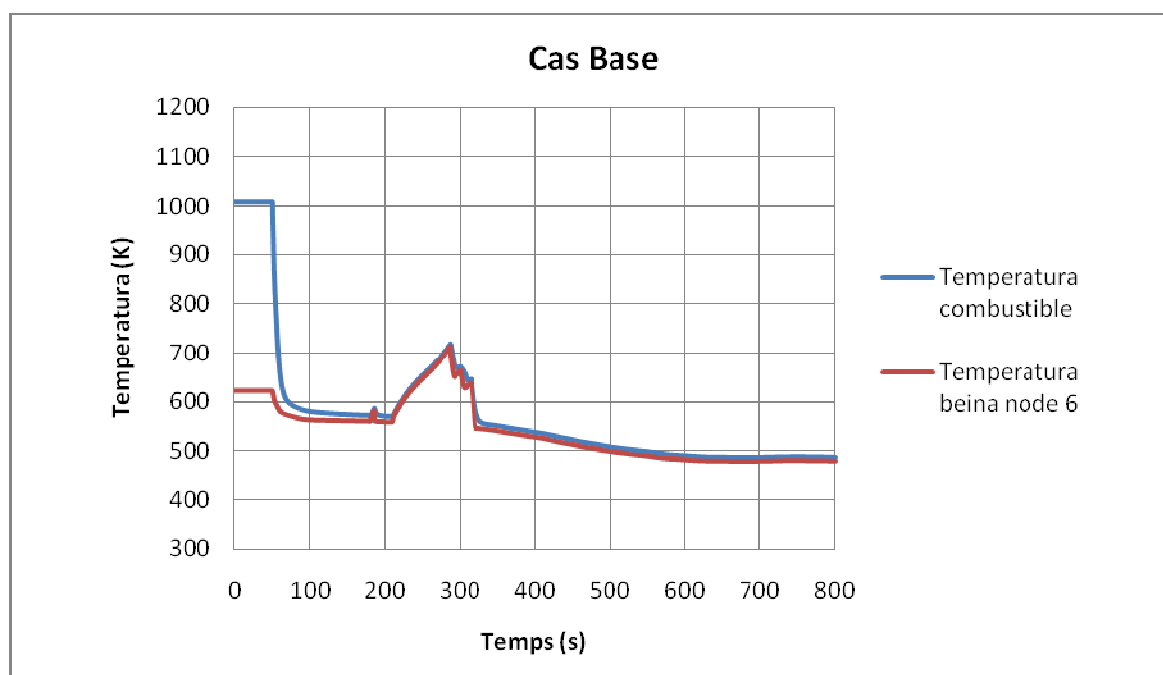


Figura 7-16. Comparació temperatures.

7.3.6. Pressió inicial acumuladors.

El següent gràfic mostra les variacions causades al aplicar les sensibilitats. Al augmentar la pressió dels acumuladors provoca que aquests descarreguin amb anterioritat reduint la temperatura.

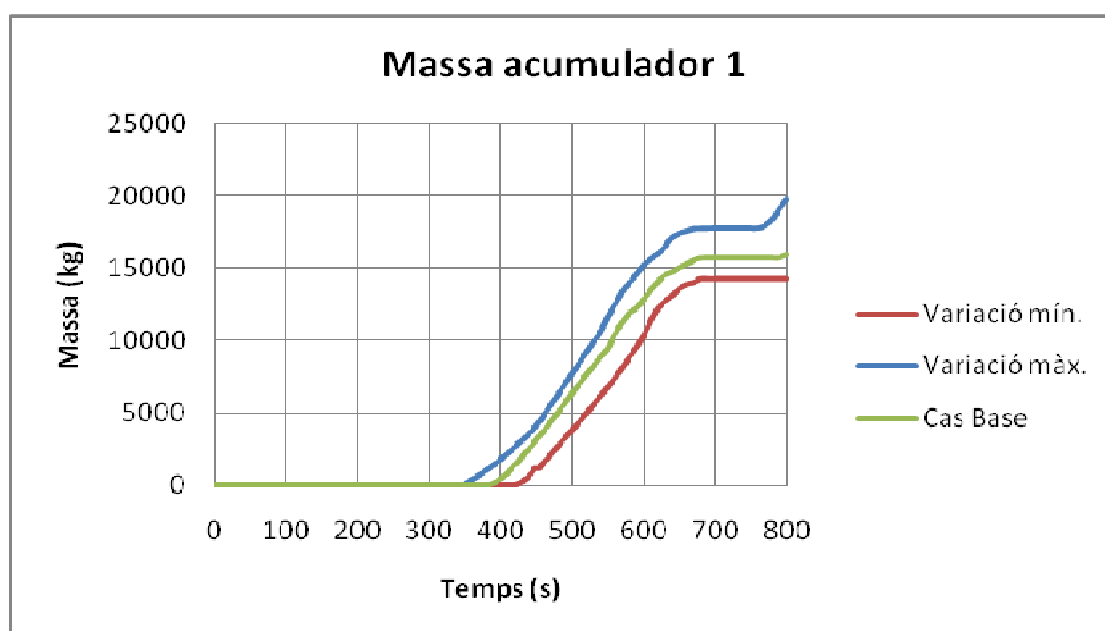


Figura 7-17. Massa injectada per l'acumulador del llaç 1.



Pel contrari, si els acumuladors injecten més tard apareix un pic de temperatura causat per la falta de refrigerant, i la temperatura elevada encara del nucli.

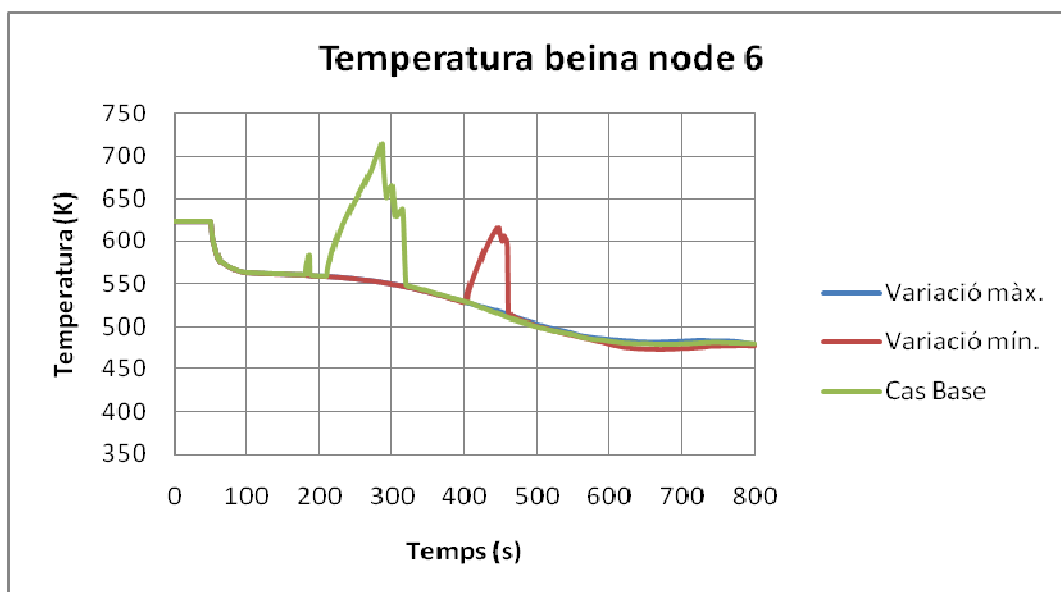


Figura 7-18. Temperatura de beina node 6.

7.3.7. Temperatura acumuladors

L'efecte de la variació de la temperatura dels acumuladors es pot veure observant la temperatura amb què el refrigerant arriba el cabal del llaç 1 al nucli.:

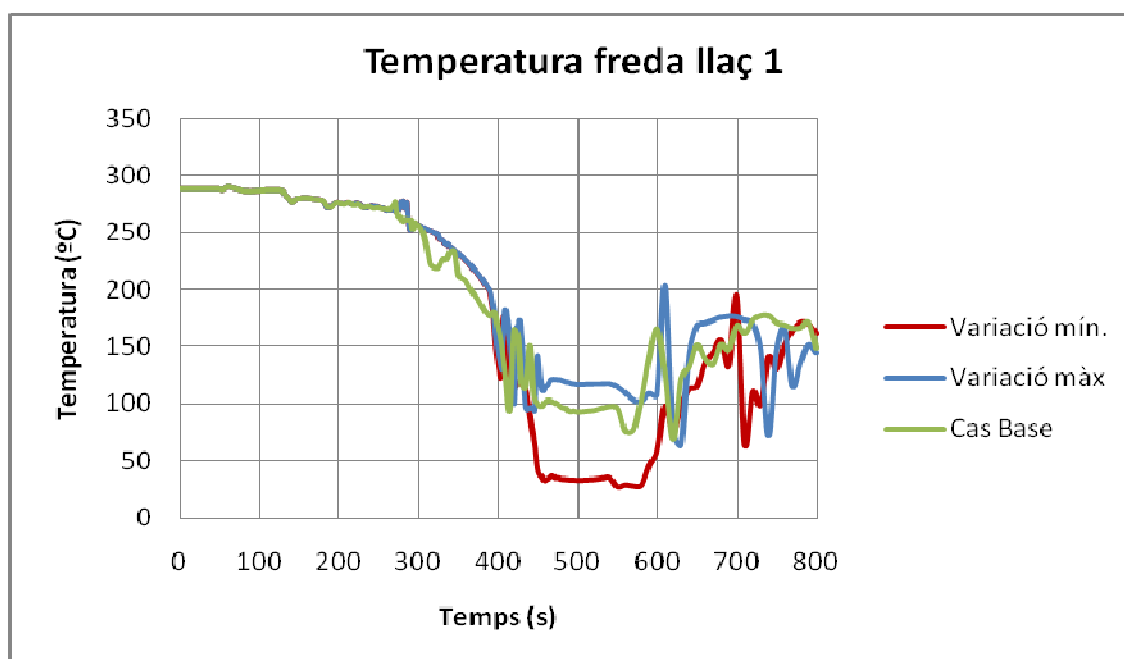


Figura 7-19. Temperatura llaç 1.



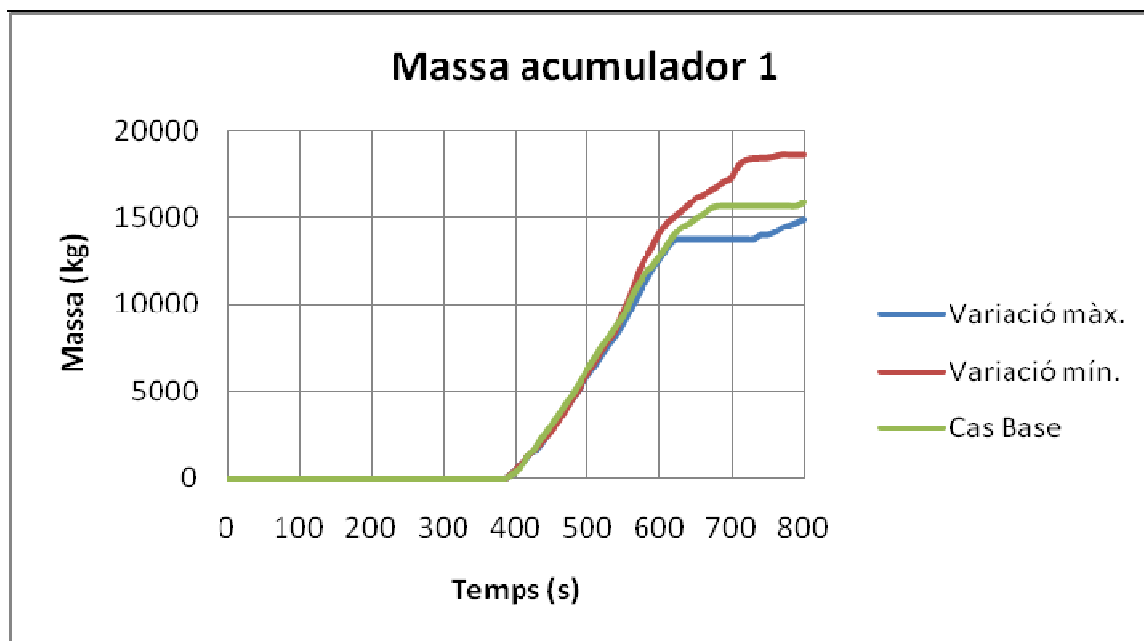


Figura 7-20. Massa injectada acumulador 1.

Encara que variï la temperatura, l'efecte no és suficientment important. El acumuladors injecten al mateix moment i la temperatura de beina no es veu afectada:

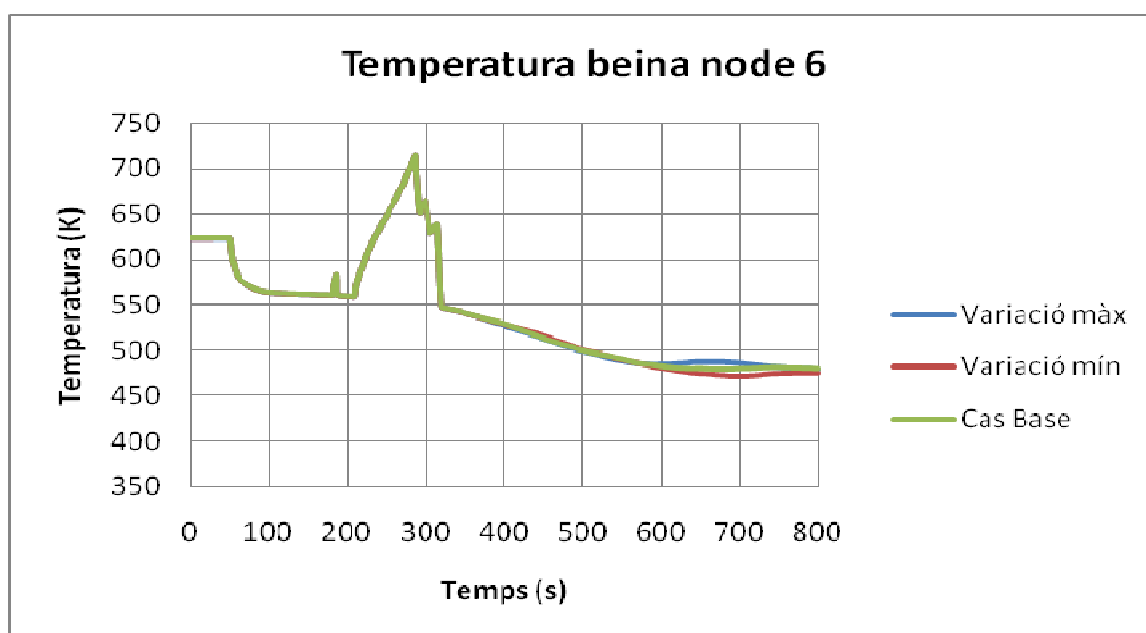


Figura 7-21. Temperatura de beina node 6.



7.3.8. Nivell pressionador

En l'inici de la gràfica s'observa la variació del nivell del pressionador causat per les sensibilitat, el qual s'estabilitza durant l'estacionari.

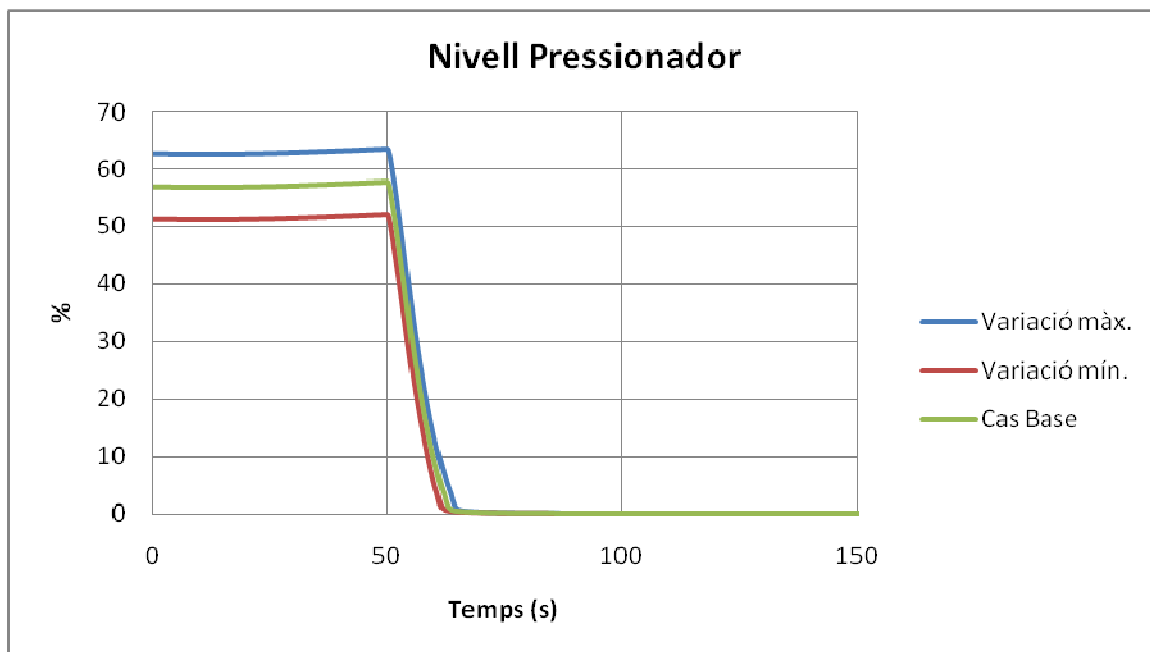


Figura 7-22. Nivell del pressionador a principis del transitori.

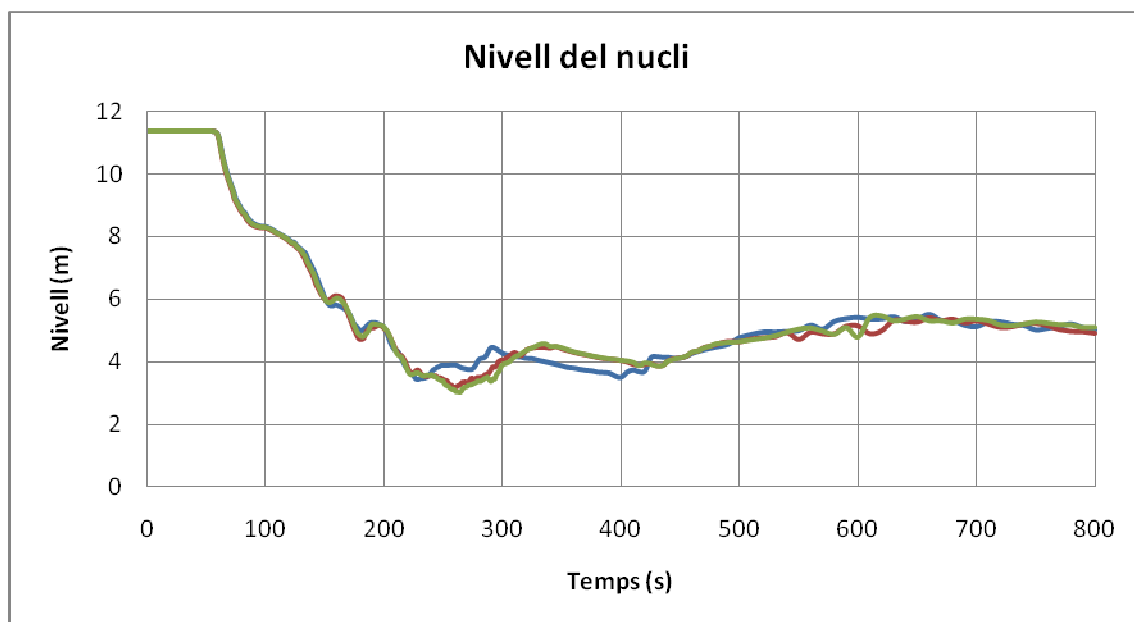


Figura 7-23. Nivell del nucli.



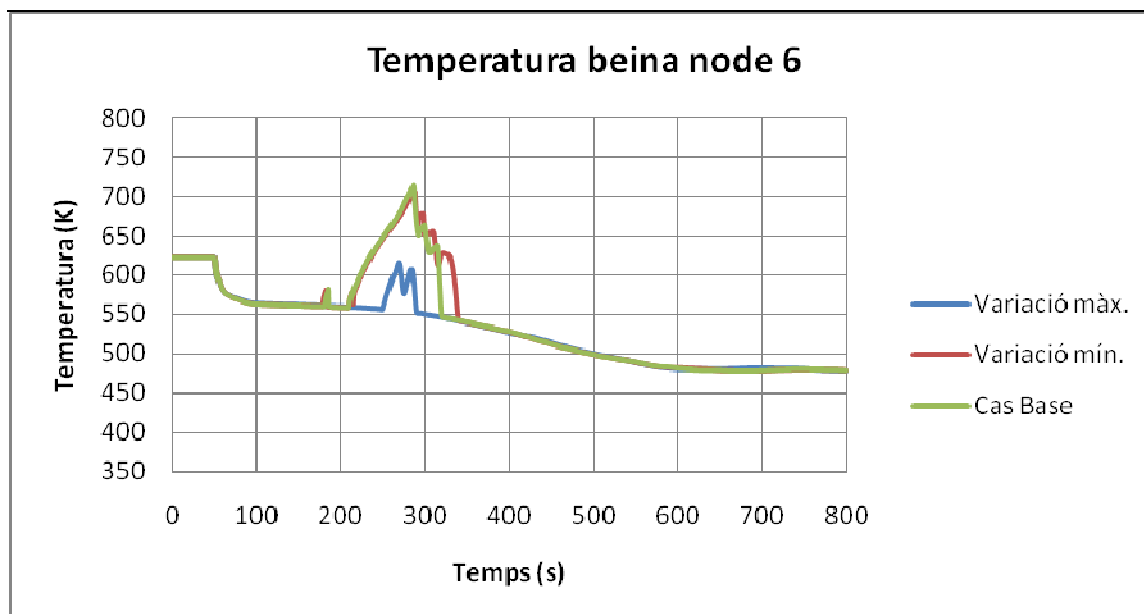


Figura 7-24. Temperatura de beina node 6.

7.3.9. Pressió inicial pressonador.

La pressió inicial del pressonador es veu estabilitzada apropant-se al seu valor d'operació durant l'estacionari. És a dir, que tot i haver variat el valor inicial, en el moment de la ruptura el valor de la pressió és pràcticament el mateix pels tres casos.

La lleugera diferència provoca que, si la pressió inicial és més elevada l'acumulador entra un instant més tard, retardant el refredament del pic de temperatura.

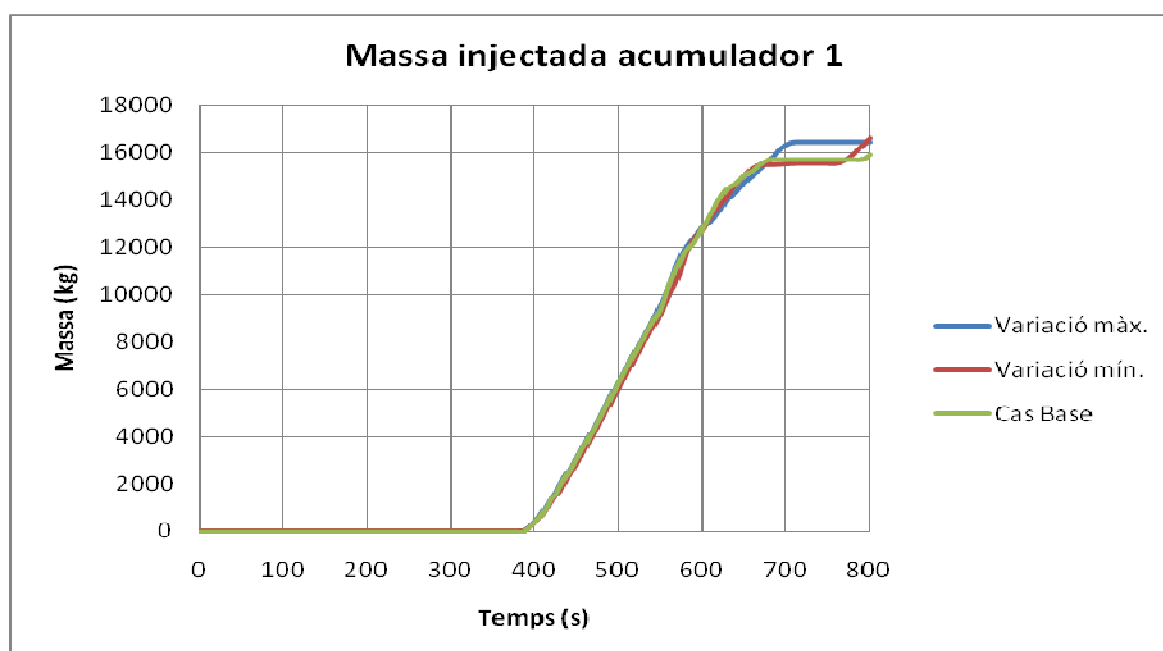


Figura 7-25. Massa injectada acumulador 1



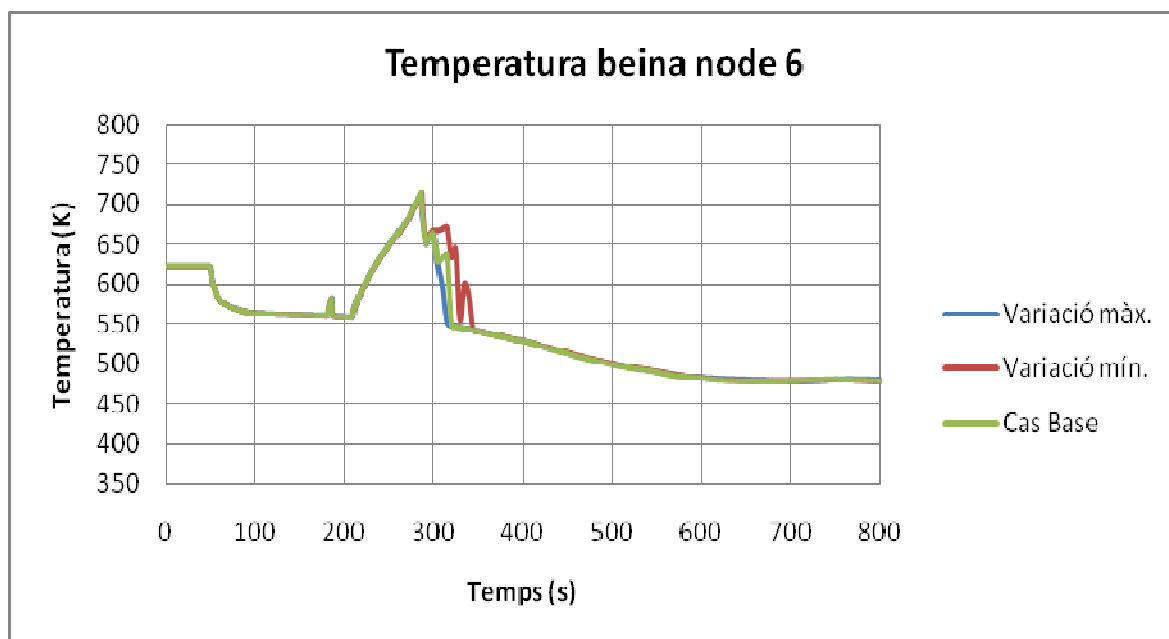


Figura 7-26. Temperatura de beina node 6.

Si l'estacionari fos més llarg, el pressonador acabaria completament estabilitzat i no es produiria cap diferència en les temperatures de beina dels diversos casos.

7.3.10. Cabal màssic inicial.

El coeficient de sensibilitat s'aplica a les bombes de refrigerant del reactor, variant el cabal inicial que circula per elles, definit en l'estacionari.

Al igual que en el cas anterior, el cabal acaba arribant al valor de disseny al final de l'estacionari, per tant, no afecta al comportament de les temperatures.

El següent gràfic mostra com el cabal del circuit primari del llaç 1 té el mateix percentatge per els tres casos, i les línies representatives estan totalment solapades.



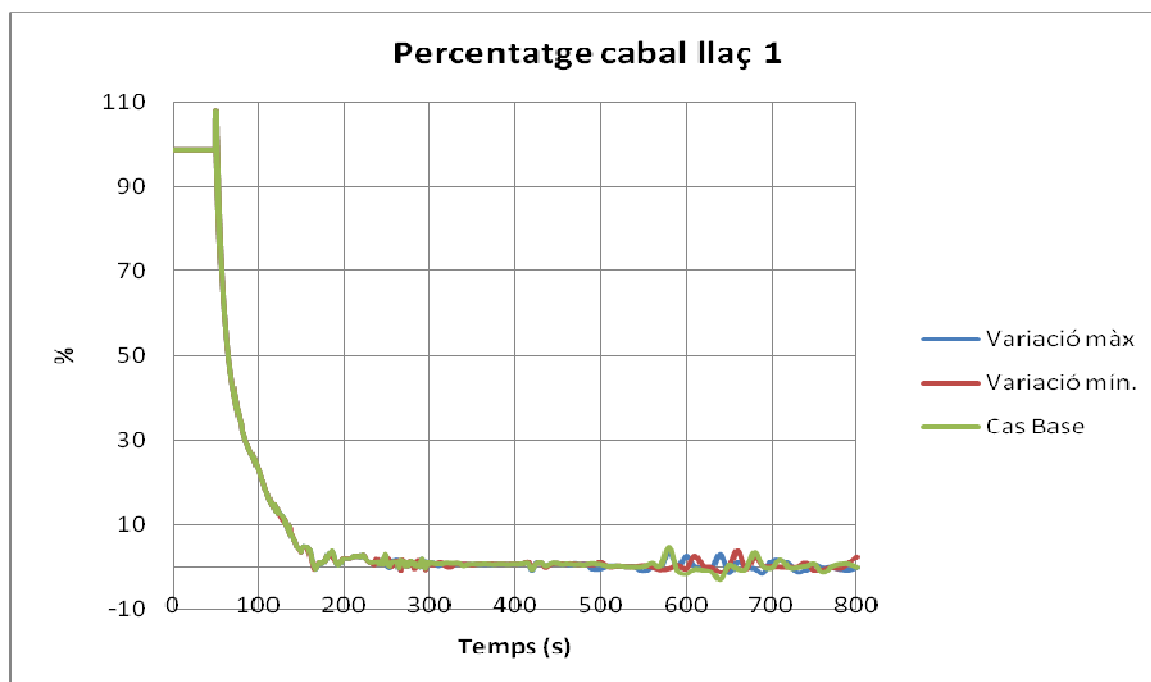


Figura 7-27. Tant per cent del cabal màssic total en el circuit primari.

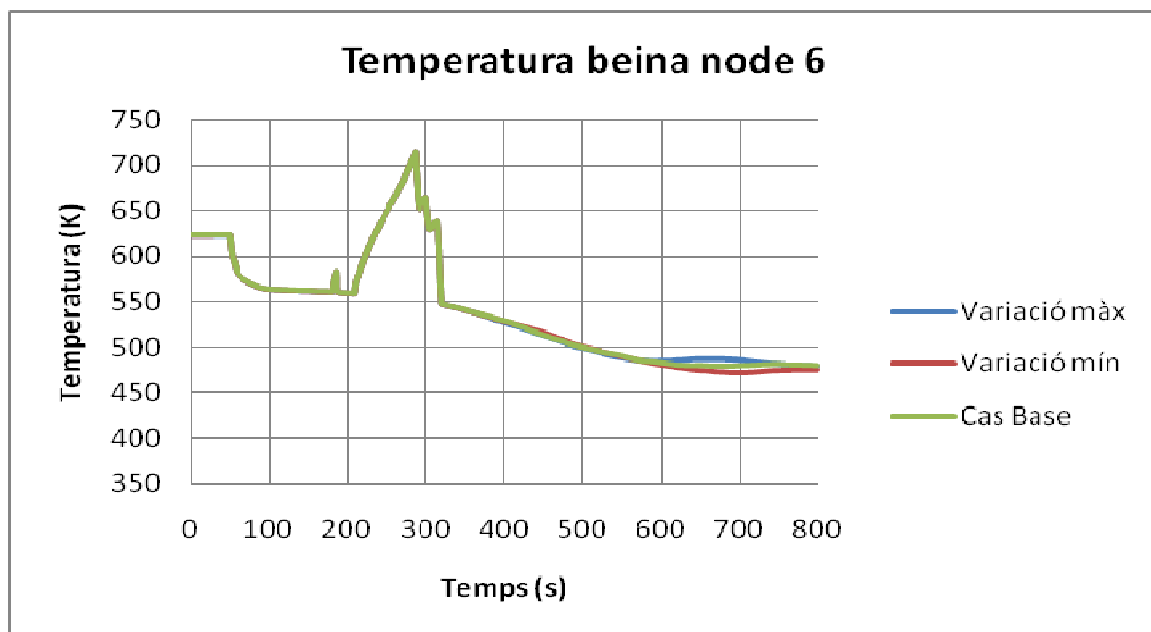


Figura 7-28. Temperatura de beina node 6.



7.3.11. Pèrdues reixa del nucli.

Les pèrdues són modificades a la reixeta situada a l'interior del nucli que afecta a la circulació del refrigerant en el nucli. Al reduir les pèrdues el cabal en el nucli és més alt tot i que posteriorment per l'aturada de les BRR, aquest cabal és igualat.

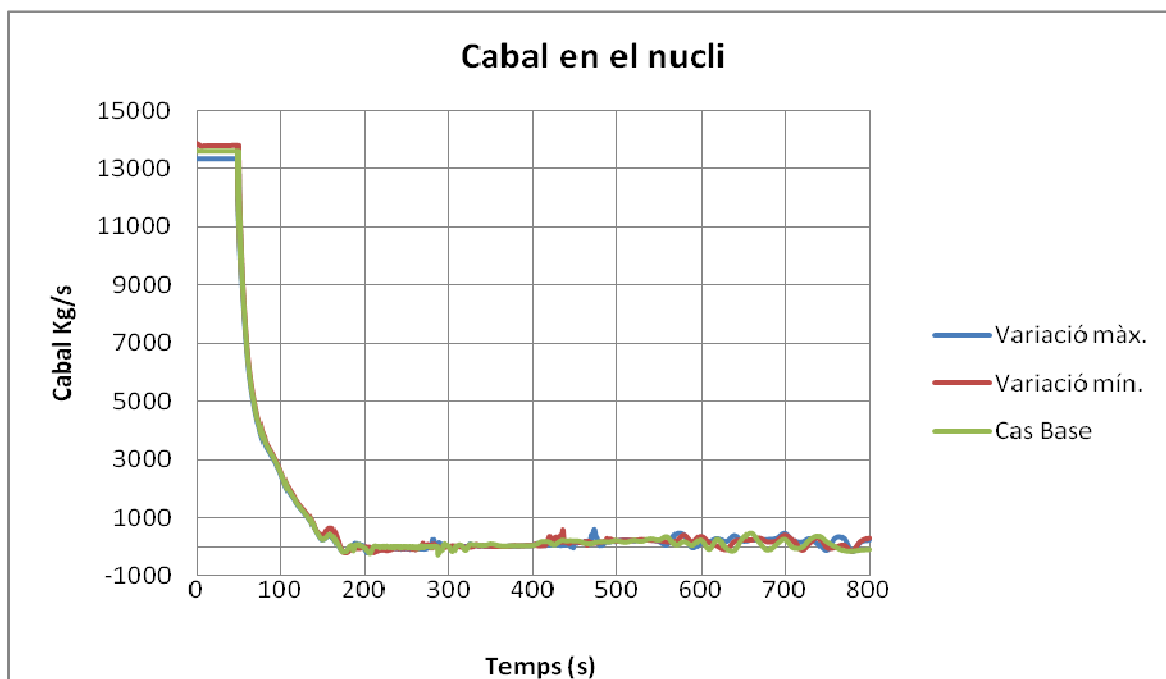


Figura 7-29. Cabal de refrigerant en el nucli del reactor.

Al afavorir la circulació del refrigerant, s'aconsegueix que la temperatura de beina no arribi a un pic de temperatura tan elevat. Pel contrari, al augmentar les pèrdues el pic de temperatura es manté igual que en el Cas Base.



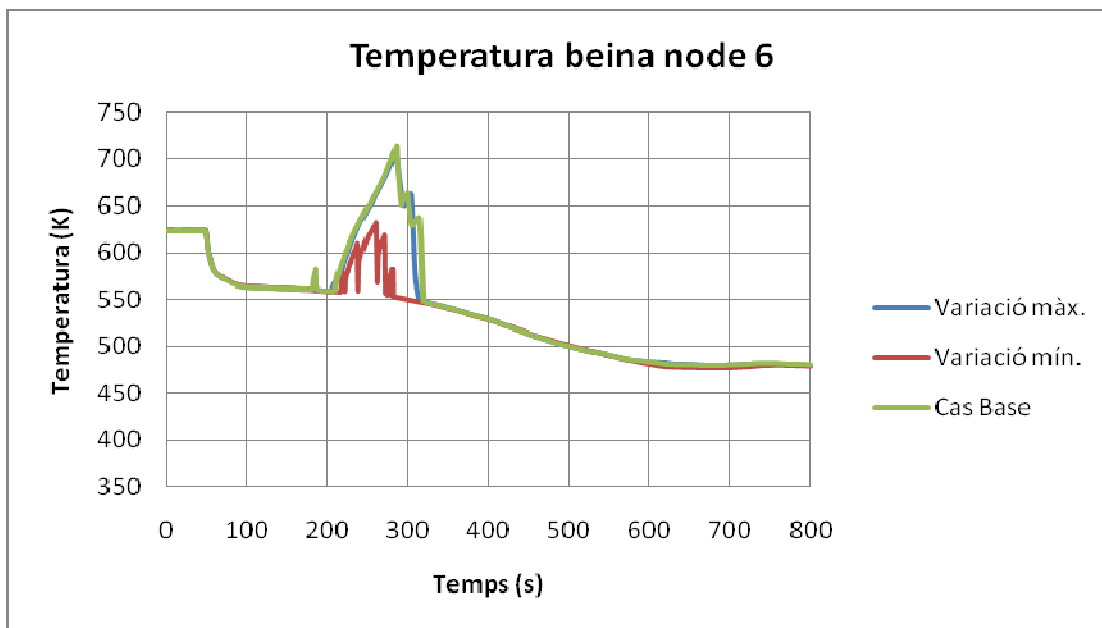


Figura 7-30. Temperatura de beina node 6.

7.3.12. CCFL

La limitació del cabal a contracorrent (CCFL) [7] és un mecanisme important en un reactor. En un PWR el flux a contracorrent pot succeir en la branca calenta i a l'entrada del generador de vapor en cas de condensació deguda en un accident LOCA.

A més a més, el flux a contracorrent també es pot produir en la cuva, en la placa superior. Quan té lloc el CCFL la massa i la transmissió de calor entre el gas i el líquid es redueix i es forma una piscina d'aigua.

Aquest fenomen no permet la refrigeració del nucli i conseqüentment augmenta la temperatura del combustible ràpidament. Per tant, els estudis sobre el fenomen CCFL són essencials per la seguretat dels reactors nuclears.

Les correlacions CCFL expliquen o descriuen el cabal màssic superficial del líquid baixant contra el cabal màssic superficial del gas pujant. Aquestes correlacions poden ser representades com a tipus Wallis, Kutateladze i Bankoff. La correlació Wallis [6] que és la usada en aquesta sensibilitat, utilitza la velocitat superficial de les diferents fases per expressar el model de CCFL.

Correlació de Wallis:

$$j_g^{*1/2} + m_w j_f^{*1/2} = C_w \quad (\text{Eq. 7.1})$$



On m i C són constants definides en experiments, i les j són velocitats superficials, del líquid i del gas.

En el següent gràfic es pot observar l'efecte del CCFL:

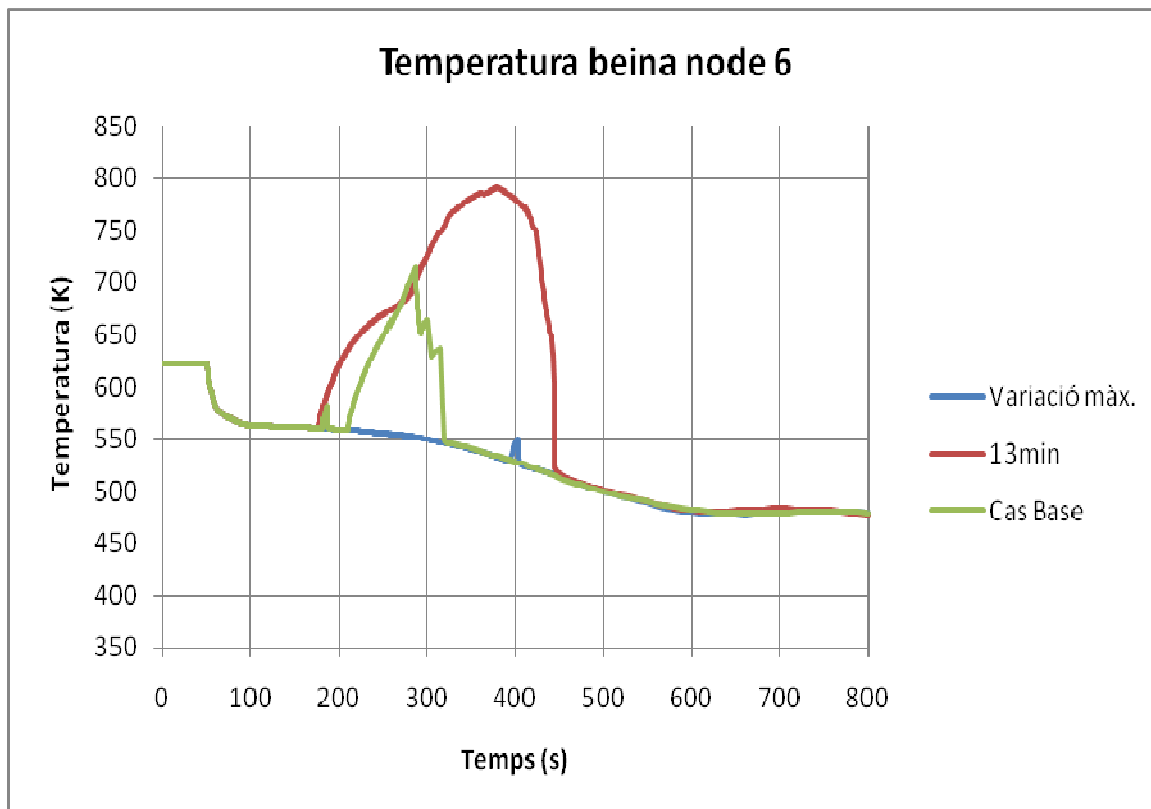


Figura 7-31. Temperatura de beina node 6.

Quan el coeficient de correlació és baixat un 45% dispara la temperatura de beina, fent-la augmentar 100 K. Aquest augment provoca la conseqüent baixada del nivell del nucli.

Pel contrari, quan el coeficient és pròxim a la unitat, la temperatura disminueix.



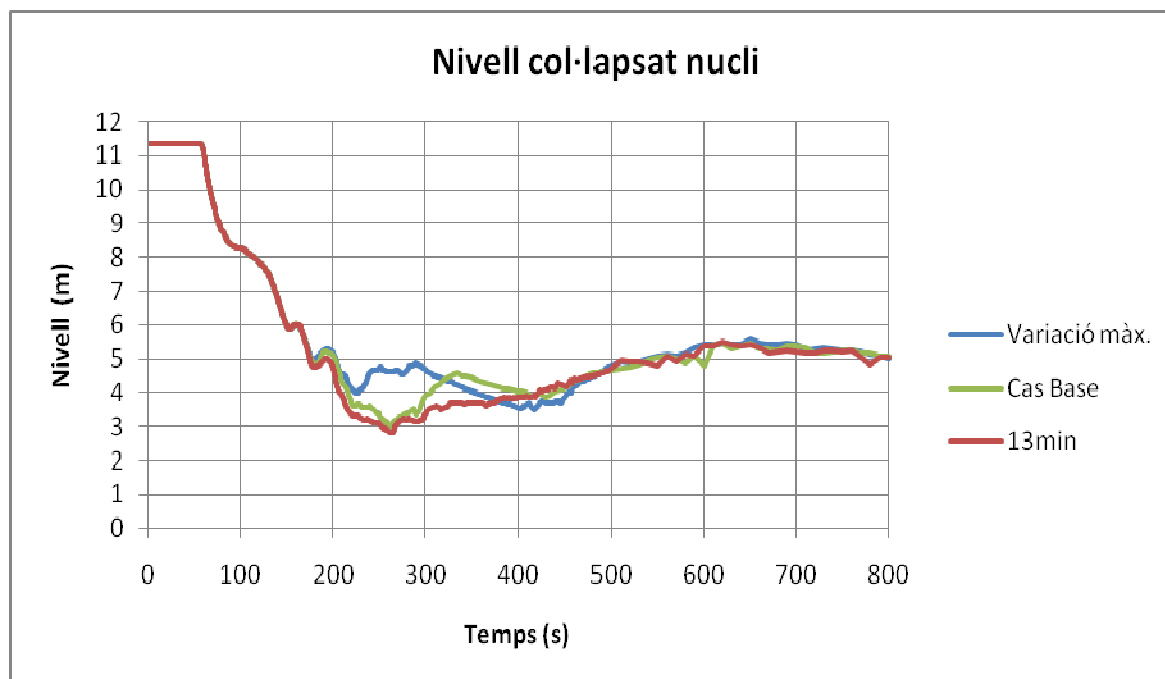
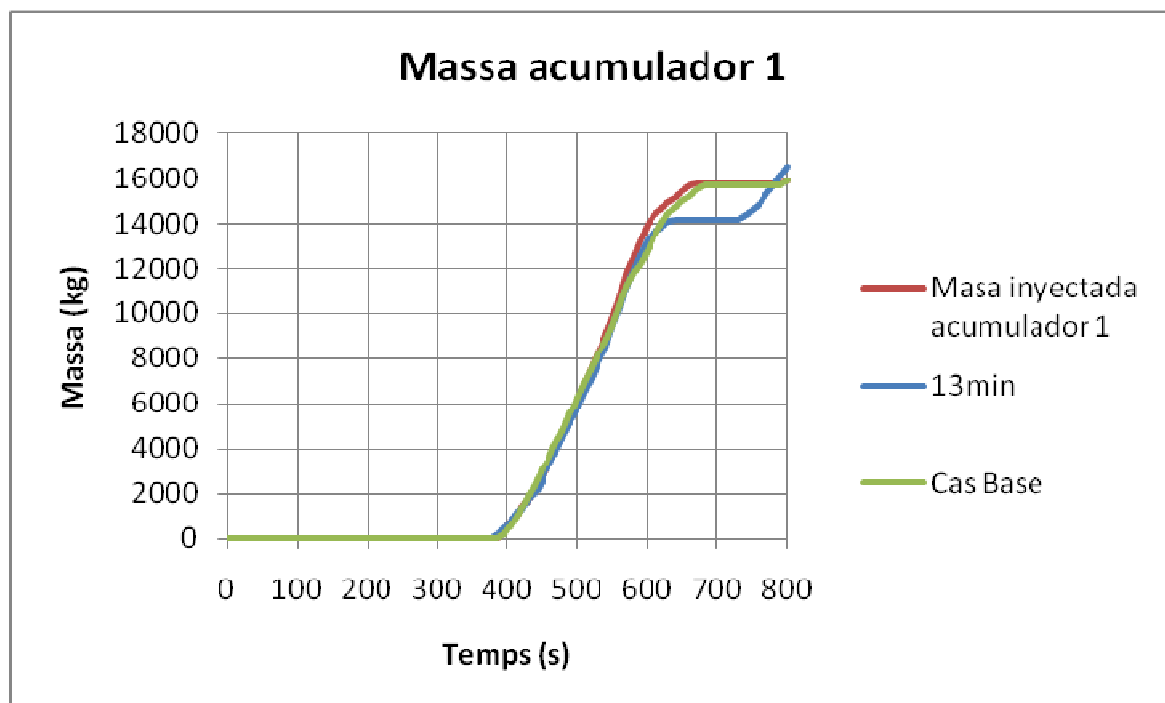


Figura 7-32. Nivell refrigerant del nucli.

Al comparar la el nivell del nucli entre el *Cas Base* i *13min* s'observa que arriben al mateix punt mínim però que després el cas *13min* tarda 100segons més a recuperar el nivell del *Cas Base*, fet degut a l'augment de temperatura.



.Figura 7-33. Massa injectada acumulador 1.



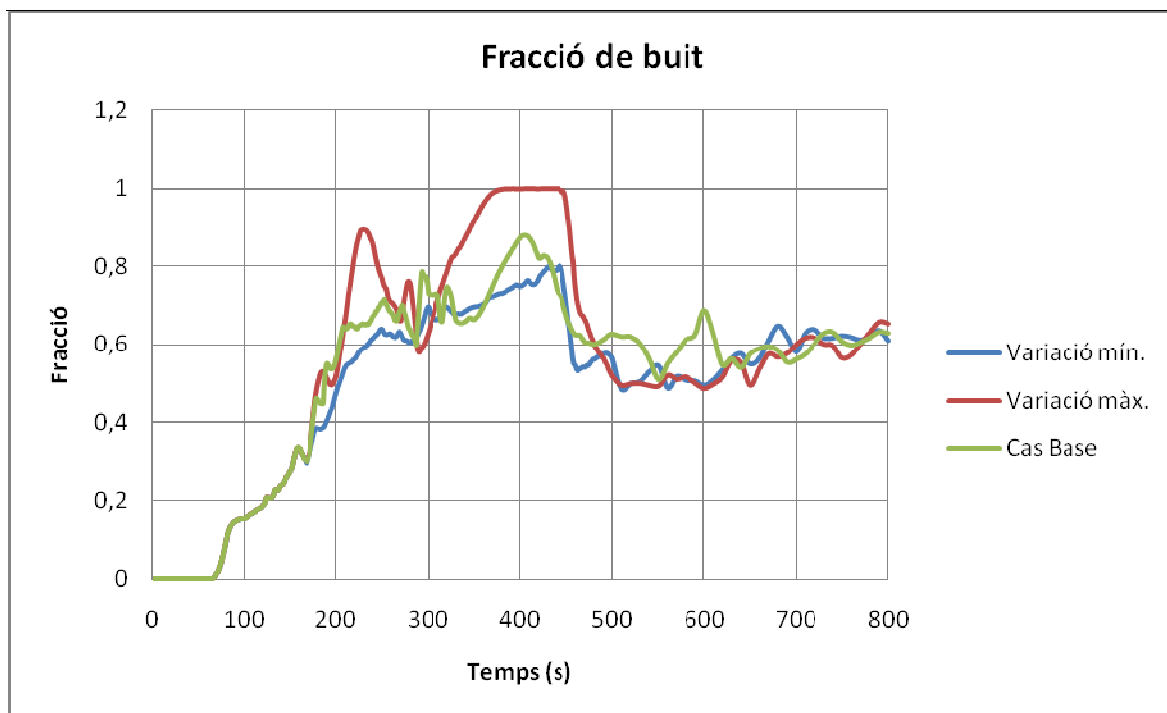


Figura 7-34. Fracció de buit en el volum 140.

A més, en el volum número 140, on és aplicada la variació en el CCFL es pot observar l'efecte del flux a contracorrent. Seguint el diagrama quan el coeficient que regula la facilitat del pas del vapor és mínim, s'aprecia com la fracció de vapor és alta primerament produint-se el flux a contracorrent, després baixa a causa la tendència a formar-se líquid i, al empitjorar les condicions de transmissió de calor, augmenta considerablement la temperatura provocant que tot passi a estat vapor.

7.4. Consideracions dels resultats de sensibilitats

L'anàlisi dels resultats obtinguts a partir dels estudis de sensibilitat de diferents paràmetres que intervenen en el transitori sobre el comportament de la central permet fer una classificació de la importància de les variables a estudiar amb més detall per veure'n la seva influència real. Dels 12 paràmetres aquí estudiats, la variació del CCFL és clarament la variable que té més efecte sobre la temperatura de beina seguida d'altres sensibilitats com la potència inicial i les variacions en els coeficients de descàrrega.

Els altres paràmetres tenen un impacte semblant en ordre de magnitud, tot i que també presenten algunes variacions. Per a l'estudi de les incerteses es consideraran com a vàlids tots els paràmetres aquí presentats, i per tant tots ells seran tinguts en compte.



També cal remarcar que en aquest estudi no s'ha arribat a valors perillosos de temperatura de beina. La temperatura màxima de disseny afirmada pel CSN (Consell de Seguretat Nuclear) és de 2200°F, valor que queda lluny dels valors obtinguts en aquest procediment.

Tot i així la intenció es l'aplicació del mètode de millor estimació per veure com evoluciona el procés i quines conclusions s'obtenen, creant un model vàlid per l'estudi de LOCA petits.



8. Incerteses

8.1. Introducció

Els models i els codis són aproximacions del comportament real d'una central durant un cas transitori hipotètic, i la informació usada per elaborar aquests models és coneguda sense ser totalment precisa. Aquesta falta de precisió queda contemplada mitjançant l'aplicació d'incerteses.

Com s'ha comentat, els paràmetres finalment considerats per a l'estudi i quantificació de les incerteses seran els mateixos estudiats en el capítol de sensibilitats. La variació nominal dels valors de cadascun d'aquests paràmetres s'associa a una distribució estadística:

Fenomen	Paràmetre	Distribució estadística
Ràtio de cabal al trencament	Pressió de contenció	Uniforme
	Coeficient de descàrrega de la vàlvula de ruptura. Cabal subrefredat.	Uniforme
	Coeficient de descàrrega de la vàlvula de ruptura. Cabal amb 2 fases.	Uniforme
Comportament tèrmic del combustible	Potència inicial del nucli	Normal
	Conductivitat del combustible per $T < 2000K$.	Normal
Dades en relació a la injecció	Pressió inicial acumuladors	Normal
	Temperatura acumuladors	Normal
Pressionador	Nivell inicial	Normal
	Pressió inicial	Normal
Condicions inicials	Cabal màssic inicial	Normal
Repartició del cabal. Pèrdues de pressió.	Coeficients de pèrdues al nucli	Uniforme
CCFL a la part superior del nucli	CCFL (Wallis)	Uniforme

Taula 8-1. Distribucions dels paràmetres incerts.



8.2. Justificació teòrica

El fet de treballar amb mètodes estadístics impedeix treballar amb l'univers sencer de la variable estudiada atès a que és infinita. Resulta necessari doncs, treballar sobre una mostra. Pel cas d'estudi present la determinació de la mida de la mostra bé determinada en base al criteri 95/95, és a dir:

- La mostra comprèn el 95% dels valors de la població per sota d'un valor llindar.
- Aquest rang es complirà amb un 95% de confiança.

A més a més, sabem per mitjà de la fórmula de Wilks (Eq. 5-5), que per a una distribució qualsevol la mida de mostra necessària per complir amb el criteri de 95/95 és de 59 casos.

8.3. Procediment

La generació de codis que incorporin els valors associats a les incerteses dels paràmetres desitjats es du a terme mitjançant arxius en format Fortran i compilats pel software de codi obert G77.

El procediment es basa en 3 fases: obtenció dels nombres aleatoris, modificació dels arxius input i execució dels 59 arxius.

8.3.1. Obtenció nombres aleatoris

Mitjançant el Fortran (programa d'escriptura per la programació) s'ha creat un arxiu amb subrutines encarregades de generar els nombres aleatoris multiplicadors per a cada paràmetre.

Al executar la subrutina es demana un nombre qualsevol (llavor) a partir del qual es creen els nombres aleatoris i el nombre d'arxius, en aquest cas 59. Cada arxiu obtingut és una llista de amb 12 valors aleatoris.

Aquesta subrutina a més, detalla per a cada paràmetre la distribució estadística que segueix de tal manera que els nombres aleatoris obtinguts formen part d'aquesta distribució. A continuació es mostra una part d'aquesta subrutina:




```
c***** UPC03 Break discharge coefficient *****c
c***** Two-phase conditions *****c
      subroutine upc03(num, geneupc03)
      implicit none
      integer*4 num
      real*8 aleat1, aleat2, r1, r2, r3, r4, rng, x1
      real*8 geneupc03(num)
c
      r1 = 0.8
      r2 = 1.2
      r3 = 0.
      r4 = 0.
      call uniform(r1, r2, r3, r4, num, geneupc03)
      end subroutine upc03
```

Figura 8-1. Mostra arxiu Fortran.

La Figura 8-1 és un fragment del programa on clarament s'identifica el paràmetre afectat i la distribució que seguirà. En aquest cas, distribució uniforme on els valors r1 i r2 representen el mínim i el màxim. Si la crida hagués estat a una distribució normal, els valors r1 i r2 representen la mitjana i la desviació estàndard respectivament.

8.3.2. Obtenció dels 59 arxius a executar

Un cop ja tenim les llistes de nombres aleatoris, per exemple:

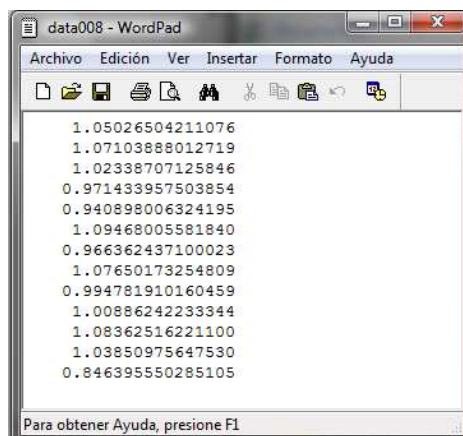


Figura 8-2. Llista valors aleatoris pel cas número 8 (data008) de 59.

S'utilitza el programa Fortran també per automatitzar el procés de multiplicar cada paràmetre pel valor aleatori obtingut modificant l'arxiu base i obtenint els 59 arxius nous.

En aquest cas, el fet que 3 paràmetres multipliquen a valors de l'input de transitori provoca que a part de crear 59 arxius d'input estacionari també es creen 59 arxius de transitori, cada un corresponent a un estacionari.



Per tant s'han creat dos arxius Fortran (per estacionaris i transitoris) que llegeixen el cas base i hi escriu al final les targetes que canviaran amb els valors calculats resultants de multiplicar el valor nominal pel valor de la incertesa associat. Recordar que en cas d'haver-hi targetes repetides només es té en compte l'última, per això totes les targetes modificades s'escriuen al final de l'arxiu base.

A continuació es mostra un fragment del programa pels inputs d'estacionari, on es pot veure quina targeta del model és afectada pel valor aleatori multiplicador pels paràmetres de massa inicial, pèrdues de pressió al nucli i CCFL.

```
c El programa genera les línies modificades de l'input base.
c Llegeix els N números aleatoris dels fitxers dataXXX i
c genera un arxiu inputXXX.inp per a cada un del N casos.
c Lectura del num. aleatoris
c revisar: numero de parametres aleatoris (do loop)
      do i=1,12
        read(1,*) upc(i)
      enddo
      close(1)
c Copia del cas base (part prèvia a les modificacions)
      open(3,file='Base'//".inp")
c Llegeix el #.de línies del cas base
c revisar: #.de línies del cas base estacionari
      do i=1,13599
        read(3,'(a,$)') inputbase
        write(2,*) inputbase
      enddo
                                     close(3)
      write(2,*) "*Anàlisis de Incertidumre:"
      write(2,*) "*"
c*****c
c UPC10 Initial primary mass flow      c
c*****c
      write(2,*) "upc10 Initial primary mass flow"
      write(2,*) "2600302 155.5 ",1.*UPC(10)," 5.928 86.25 33464. 2612.7"
      write(2,*) "3600302 155.5 ",1.*UPC(10)," 5.928 86.25 33464. 2612.7"
      write(2,*) "4600302 155.5 ",1.*UPC(10)," 5.928 86.25 33464. 2612.7"
c*****c
c UPC11 Core form loss coefficient      c
c*****c
      write(2,*) "upc11 Core form loss coefficient"
      write(2,*) "1200901 ",1.55*UPC(11) 1.55*UPC(11) 5 *rej2a6"
c*****c
c UPC12 CCFL upper core tie plate      c
c*****c
      write(2,*) "upc12 CCFL upper core tie plate"
      write(2,*) "1401110 1.11e-2 0", 0.8625*UPC(12) ,"1."
      write(2,*) "."
      enddo
```

Figura 8-3. Mostra programa desenvolupat amb Fortran.

Un cop els
arxius estan

escrits, es compilen generant un arxiu executable que crea els 59 arxius estacionaris i els corresponents 59 arxius de transitori.



8.4. Resultats i discussió

La simulació i corresponent tractament de les dades d'un escenari LOCA petit amb la incorporació de valors incerts porta, com és lògic, un ampli ventall de resultats en una situació que variarà entre l'escenari més favorable i el més desfavorable.

El següent gràfic mostra la temperatura de pic dels 59 casos, on s'observa el ventall de resultats de sortida degut a la variació dels paràmetres incerts d'entrada:

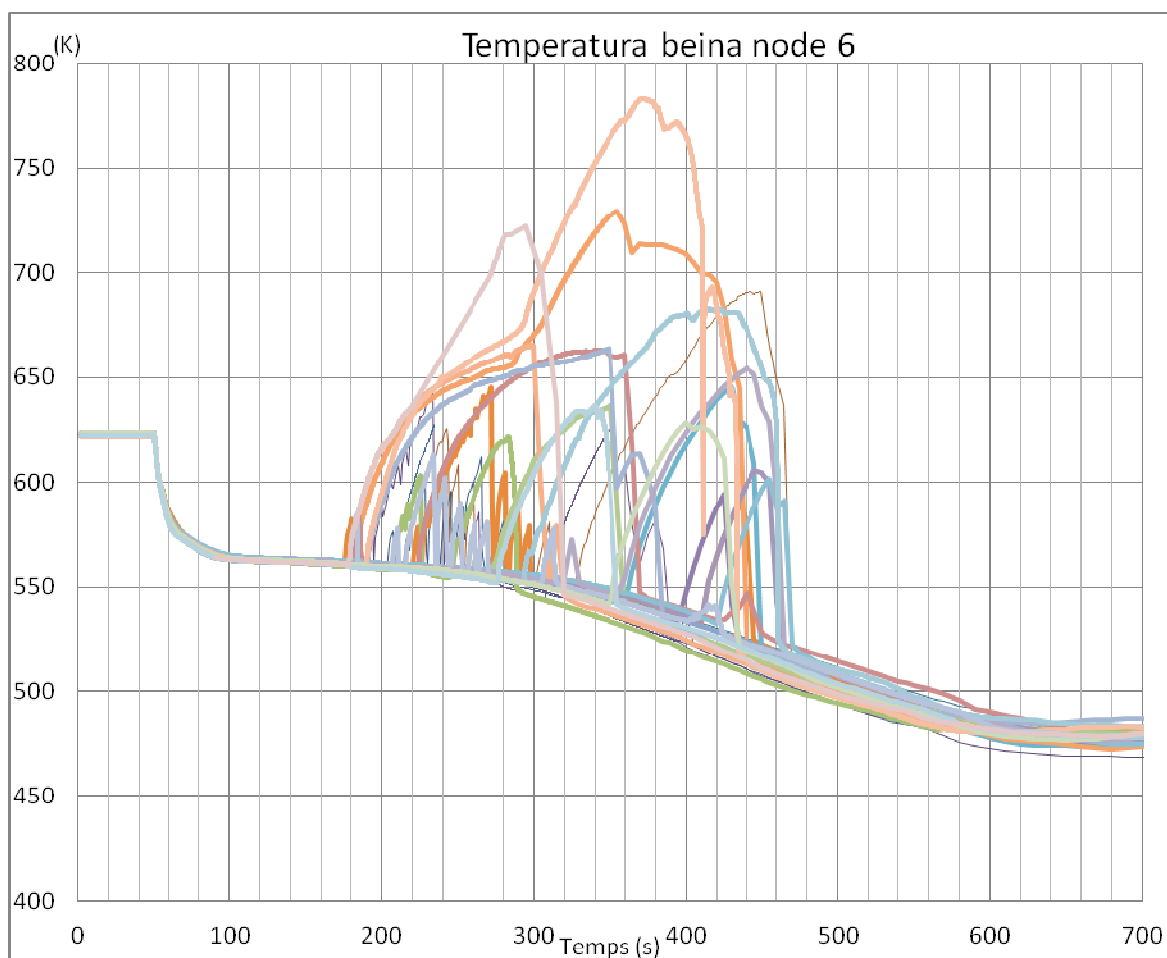


Figura 8-4. Gràfic amb els 59 casos representats.

A nivell informatiu, el pic de temperatura més alt correspon al transitori 29 degut a que el coeficient que multiplica al CCFL és baix, i tal i com s'ha vist en el capítol anterior, la limitació del cabal a contra corrent és una de les variables que provocava una major variació en la temperatura de beina.



L'objectiu de l'aplicació del mètode millor estimació amb incerteses però, no és estudiar les temperatures més altes, sinó determinar un líndar de temperatura que asseguri que el 95% de valors estarien per sota d'aquest valor, i que aquest fet es pogués assegurar amb un 95% de confiança, és a dir, trobar el límit superior.

Aquest límit superior és l'envoltant de la Figura 8-4. És a dir, la representació de la temperatura màxima en cada instant de temps ens dona el límit superior ja que al ser un cas amb $N=59$ càlculs, aquesta envoltant és directament el límit superior, per tant, és el límit que ens assegura amb un 95% de probabilitat i amb un 95% de confiança que tots els valors de temperatura estaran per sota d'ella.

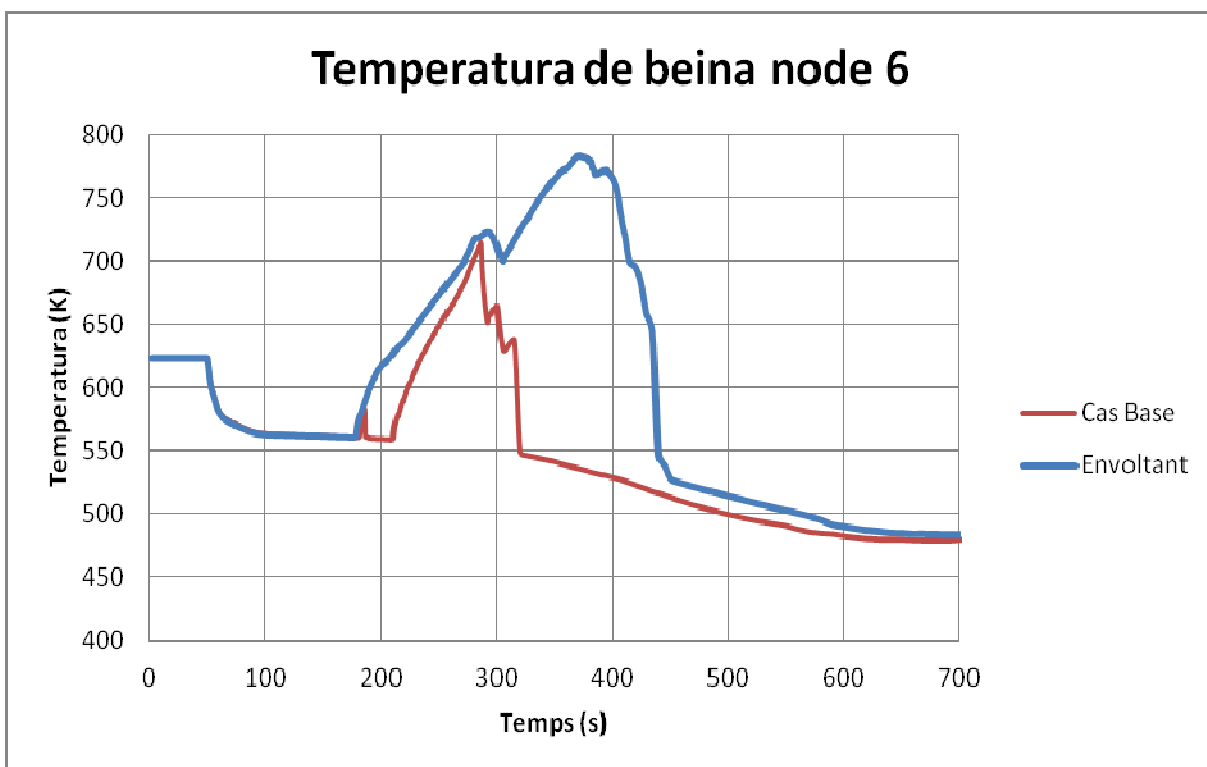


Figura 8-5.Envoltant i Cas Base



9. Estudi de l'impacte ambiental

9.1. Introducció

La llei sobre l'energia nuclear (Llei 25/1964, de 29 d'abril) defineix el règim jurídic per el desenvolupament i ús de l'energia nuclear de tal manera que es protegeixi adequadament a les persones, coses i medi ambient. A més a més, aquesta llei es veu afectada per varies lleis posteriors com el Real Decret-Llei 9/2000 (BOE 7-10-00) sobre L'Avaluació de l'Impacte Ambiental.

El CSN realitza tot d'estudis i elabora metodologies per estudiar tots els possibles accidents i les seves conseqüències i crea tot un pla d'actuació regit per normatives, lleis i reglaments que regulen des de l'avís de l'incident a tots els procediments a seguir per tal de minimitzar aquest impacte i l'anàlisi de causes i conseqüències.

L'elaboració d'aquest projecte és una eina més dintre del marc de seguretat sobre les centrals nuclears, més particularment en l'estudi d'un accident de pèrdua de refrigerant. El seu impacte ambiental és molt baix, ja que la seva aplicació només requereix de consum energètic per elaborar l'anàlisi mitjançant simulacions i l'objectiu és demostrar amb una confiança del 95/95 que els resultats del transitori amb les incerteses associades no sobrepassa la temperatura llindar, per tant, no hi ha cap impacte directe.

El que si que s'ha inclòs en aquest capítol és una petita reflexió dels àmbits afectats en cas que es produís un accident de pèrdua de refrigerant, o que aplicant la metodologia i estudiant les incerteses es donessin temperatures superiors a la temperatura d'acceptació.

9.2. Impacte ambiental del projecte

9.2.1. Impacte energètic

El desenvolupament d'aquest projecte es basa en l'execució de simulacions mitjançant equipament informàtic, per tant, podem dir que es un projecte de caire informàtic i per tant no hi ha involucrat un impacte directe sobre el medi.

Actualment es desenvolupen simulacions per dur a terme anàlisis de seguretat en plantes nuclears de manera extensa, tan a nivell d'investigació com a nivell comercial o bé d'explotació. El resultats obtinguts permeten observar les accions que es produeixen en les plantes nuclears així com estudiar el comportament dels sistemes de seguretat en



situacions accidentals. L'obtenció d'aquesta informació resulta fonamental per garantir la seguretat de les plantes i s'obté utilitzant una quantitat mínima de recursos.

Els recursos necessaris es basen en el consum elèctric causat pels recursos informàtics usats i el material d'oficina com paper, cartutxos d'impressora i disquets d'ordinador. Segons la procedència de l'electricitat els efectes ambientals seran diferents, variant el tipus d'emissions i el consum de combustible usat per produir-la. Aquest impacte ambiental degut al consum energètic i el de recursos és realment molt baix, però igualment es poden tenir en compte varis recursos per minimitzar-lo:

- Utilitzar ordinadors de baix consum: capaços d'apagar-se o entrar en estat de baix consum en cas de no utilitzar-se contínuament.
- Treballar en infraestructures ben il·luminades per llum natural.
- Intentar reduir al mínim el nombre d'impressions necessàries. Reutilitzar paper en cas d'impressions no definitives.
- Aplicar una gestió ambiental en els residus generats: com el reciclatge del paper i els cartutxos d'impressora.

Per una altra banda, els anàlisis es podrien portar a terme mitjançant la construcció i l'execució d'una instal·lació experimental que permetés escalar els resultats a una planta nuclear comercial, aquest sistema demanaria una gran quantitat de recursos i un impacte ambiental molt important. Així es pot afirmar que la simulació via equipament informàtic és molt més efectiva i de fet, tant els codis de càlcul com la sèrie RELAP5 com d'altres models de simulació, s'utilitzen amb èxit a nivell mundial.

Una altra possibilitat podria ser utilitzar una planta comercial per realitzar els experiments necessaris. Aquesta opció seria segurament més desfavorable, doncs aquestes plantes són dissenyades per operar en condicions normals i interrompre el seu funcionament en cas de perill o funcionament irregular. A més a més, l'execució d'un procés experimental podria generar un impacte ambiental superior al causat per aquestes instal·lacions en condicions d'operació normals, ja que es forcen transitoris que poden comportar l'alliberació de partícules radioactives, sent nocives en qualsevol quantitat.

És per això que les centrals nuclears són instal·lacions sotmeses a un gran control de seguretat ja que qualsevol accident pot causar un impacte ambiental, social i econòmic d'important repercussió.



9.2.2. Impacte econòmic i social

Com ja s'ha esmentat, el projecte analitza l'efecte d'un transitori i les seves incerteses, assegurant que no s'arriba a la temperatura d'acceptació. És a dir, és una metodologia que estudia casos per tal d'implementar la seguretat en les centrals nuclears.

Ara bé, si al aplicar la metodologia amb diferents condicions d'entrada, diferents transitoris, donés uns casos on la temperatura de beina arribés a valors elevats es podrien tenir en compte com una eina de prevenció ja que la millora en el control d'aquestes condicions d'entrada podria evitar un posterior accident nuclear i per tant un efecte ambiental directe.

En la suposició que es donessin tots els factors i es produís un LOCA petit, amb un posterior augment de la temperatura de beina per sobre dels criteris de seguretat, els possibles esdeveniments podrien ser varis, depenen de la temperatura que arribés el nucli. Aquests esdeveniments podrien anar des de l'escapament de gasos controlats dintre el recinte de contenció a un cas de fusió del nucli i per tant l'emissió d'elements radioactius a tot l'ecosistema perjudicant-lo greument.

A nivell econòmic, un LOCA causaria la parada del reactor, perdent tota la producció d'energia durant la reparació del conducte, més el cost de la reparació i el cost de la posta en marxa del reactor.

Finalment, i potser un dels aspectes més actuals, és l'efecte que pot tenir a nivell social. Les centrals nuclears tot i la gran quantitat d'energia que produeix i el baix consum de combustible, en comparació a d'altres instal·lacions d'obtenció d'electricitat, és contrariada per dos aspectes: els residus i la perillositat.

En els últims temps, l'ús de les centrals nuclears a entrat en debat degut a la perillositat i la repercussió ambiental i social en cas d'accident, discutint si l'elevada obtenció d'energia elèctrica compensa al perill i contaminació (pels residus) que causa.

Qualsevol accident que es produeix en una central nuclear és públic, provocant una alerta en la societat i un possible increment del rebuig cap a aquest tipus d'instal·lacions.





10. Pressupost econòmic

En aquest capítol es presenta l'estudi dels cost econòmic del present projecte. L'estructura de l'estudi és la següent: en primer lloc s'exposa la planificació del projecte, determinat pel nombre d'hores dedicades a cada activitat. En segon lloc, es realitza un pressupost del cost econòmic.

10.1. Planificació del projecte

La duració del projecte ha estat de 32 setmanes, amb un càrrega de treball aproximada de 35 hores setmanals, amb un total de 1120 hores.

La distribució de les hores dedicades a la realització es presenta en la següent taula:

Activitat	Temps (h)
Recopilació d'informació i consolidació dels conceptes	80
Familiarització amb el Codi RELAP5	180
Enteniment i proves d'estacionaris i transitoris	200
Execució i anàlisis de sensibilitats	240
Execució i anàlisis d'incerteses	245
Elaboració de la memòria i dels annexos	175
Total hores dedicades	1120

Taula 10-1. Distribució de les diferents activitats realitzades

10.2. Pressupost econòmic

Per la realització del pressupost econòmic es consideren els diferents tipus de recursos utilitzats, humans i materials.

En el cas dels costos derivats dels recursos humans es contempla la figura de l'enginyer que desenvolupa el projecte, la figura del director del projecte que orienta i ajuda i la del



professional informàtic a càrrec del manteniment de l'equip, tant del software com del hardware.

Els recursos materials utilitzats són múltiples i inclouen alguns cedits per l'ETSEIB. i més concretament per la Secció d'Enginyeria Nuclear i el grup d'Estudis Termohidràulics com poden ser:

- Ordinadors
- Impressores
- Recursos administratius

El cost d'aquests recursos és difícil d'estimar ja que la seva valoració és aliena al autor del PFC.

Els costos energètics s'estimen directament a partir del consum elèctric de l'equip informàtic i il·luminació es consideren com a part dels recursos materials.

10.2.1. Cost dels recursos humans

Els costos derivats dels recursos humans es corresponen al cost salarial que es desglossa de la següent manera:

El sou del director dels projecte, que te la funció de guiar i supervisar el treball realitzat, es considera que és el d'un enginyer sènior i s'estima en 70€/h. El temps estimat dedicat és de 65 hores.

La realització del projecte s'ha portat a terme per un enginyer a qui li correspon l'estatus d'enginyer júnior, amb un sou de 40€/h i la seva dedicació ha estat de 1120 hores.

El professional a càrrec del manteniment informàtic te un salari estimat de 15€/h i la seva dedicació és d'1 hora a la setmana durant les 32 setmanes de duració d'aquest projecte, així són un total de 32 hores.

Per tant els costos estimats són:

$$\text{Costos} = \text{Salari director} + \text{salari enginyer júnior} + \text{salari professional informàtic} = 70€/h \cdot 65 + 40€/h \cdot 1.120h + 15€/h \cdot 32h = 4.550€ + 44.800€ + 480€ = 49.830€$$

10.2.2. Cost dels recursos materials

Els costos materials es calculen a partir dels cost unitari dels materials utilitzats i la seva quantitat:



- Ordinador:

El cost de l'ordinador s'estima en uns 1200€. Considerant una amortització de 5 anys i un interès del 8%, el cost és:

$$\text{Cost anual del computador} = 1200\text{€} \cdot 0.08 \cdot 1.08^5 / (1.08^5 - 1) = 305\text{€}$$

$$\text{Cost total del computador} = (10/12) \cdot 305 = 254,2\text{€}$$

- El cost de manteniment de l'ordinador:

S'estima en un 5% del cost inicial, per tant:

$$\text{Cost anual de manteniment de l'ordinador} = 1200\text{€} \cdot 0.05 = 60\text{€}$$

$$\text{Cost Total de Manteniment de l'ordinador} = (10/12) \cdot 60 = 40\text{€}$$

- Altres costos d'Oficina:

Es consideren totes les despeses d'oficina per aquest projecte (paper, tinta, impressores, bolígrafs...), i s'estima en 150€.

Costos de Consum Energètic:

S'estima un cost de 0.1423 €/kWh (preu consum elèctric), per tant:

$$\text{Cost Consum Energètic} = 1120 \cdot 0.1423 = 160 \text{ €}$$



10.2.3. Cost total projecte

El cost total del projecte es mostra desglossat a continuació:

Recursos humans			
	Cost unitari (€/h)	Dedicació (h)	Cost (€)
Director	70	65	4550
Enginyer júnior	40	1120	44800
Servei informàtic	15	32	480
Cost TOTAL recursos humans			49.830€

Recursos materials			
Ordinador			254,2
Manteniment ordinador			50
Altres costos oficina			150
Servei informàtic	0,1423	1120	159,376
Cost TOTAL recursos materials			613,6€

Cost TOTAL			50.444€
-------------------	--	--	----------------

Taula 10-2. Costos totals del projecte.



Conclusions

El present projecte ha permès consolidar la metodologia BEPU aplicant-la en un cas LOCA petit tenint com a punt de partida, un nivell de coneixement adequat per l'aprenentatge de l'ús del codi de simulació RELAP, la comprensió dels mètodes estadístics i obtenint resultats, que permetran un constant desenvolupament de la metodologia.

Primerament s'ha estudiat l'escenari de pèrdua de refrigerant en el primari mitjançant un cas base. A partir d'aquí, s'ha dut a terme un anàlisi de sensibilitats, observant com afecta la variació de paràmetres d'entrada a la planta. Aquesta variació s'ha associat a una distribució estadística de manera que s'ha obtingut un anàlisi probabilístic de les incerteses associades a aquests paràmetres sota un criteri de 95/95, obtenint un límit superior de temperatures de pic que en assegura amb una confiança i probabilitat del 95% que totes les temperatures de pic estaran per sota d'aquest límit.

Tot i que els valors de temperatura són llunyans al valor d'acceptabilitat de 1200°C, és a dir, no són significants, els resultats obtinguts i el seu estudi aporten informació en el camp de la seguretat de les centrals nuclears, més concretament per la central nuclear d'Ascó.

Donat l'abast d'aquest projecte i que s'ha centrat en el desenvolupament d'una metodologia, es considera que el seu contingut serà d'utilitat en el futur, ja que queda oberta la possibilitat de continuar perfeccionant aquesta metodologia, buscant o aplicant més paràmetres incerts, intentant trobar casos més crítics on la temperatura de beina arribi a valors propers als 1200°C, així com poder descartar casos que no afecten a la seguretat de la central.



Agraïments

En primer lloc donar les gràcies a en Francesc Reventós, director del projecte, per les indicacions i coneixements oferts, per la seva disponibilitat i la seva confiança en el desenvolupament del projecte.

També donar les gràcies CSN-ANAV per la beca concedida durant els primers mesos del desenvolupament del projecte, facilitant-ne la seva realització.

Al grup de persones que formen part del GET, especialment a la Marina Pérez, pel seu ajut i paciència.

I finalment, als pares i germans que sempre estan aquí, fent el camí més planer.



Bibliografia

Referències bibliogràfiques

- [1] Pérez Ferragut, Marina. Tesis Doctoral. *Integration of a quantitative-based selection procedure in an uncertainty analysis methodology for NPP*. Novembre 2011. /
- [2] Expert Group on Uncertainty Analysis in Modelling
[<http://www.oecd-nea.org/science/wprs/egrs/ltb/UAM>, 10 d'octubre 2011]
- [3] GAVALDÀ SOBREPÈRE, S i SOLÉ FONT, R.M. PFC. *Estudi termoenergètic i dinàmic de transitoris de Centrals Nuclears amb finalitat de seguretat. Optimització de la sistemàtica de càlcul i organització de resultats*. Barcelona, Desembre 2003.
- [4] CASAMOR VIDAL, M. PFC. *Preparación de un manual de usuario para la realización de análisis de seguridad mediante RELAP*. Barcelona, Novembre 2009.
- [5] *GRS Method for Uncertainty and Sensitivity Evaluation of Code Results and Applications*. Vol. 2008, Article ID 798901, 7 pàgines.
- [6] INSITUTE OF NUCLEAR ENERGY RESEARCH. *A study of steam-water countercurrent flow model in Trace code*. Juliol 2009.
- [7] VICTOR H. RANSOM, JOHN A. TRAPP. *The RELAP5 choked flow model and application to a large scale flow test*. 1980.
- [8] WILLIAN T. NUTT, GRAHAM B. WALLIS. *Evaluation of nuclear safety from the output of computer codes in the presence of uncertainties*. Agost 2003.

Bibliografia complementària

- GRS, RESERCA I DESENVOLUPAMENT. [<http://www.grs.de/en/content/nuclear-safety-eastern-europe>, 10 d'agost 2011].
- IDAHO NATIONAL ENGINEERING LABORATORY. *RELAP5/MOD3.2 Code Manual volume II. User's guide and input requirements*. Idaho Falls, Junio 1995.
- R. PERICAS, F, REVENTÓS, L. BATET. *Sensitivity Analyses of a hypothetical 6 inch break, LOCA in Ascó NPP using RELAP5/MOD3.2*. Agost 2010.



- SAMUEL GLASSTONE, ALEXANDER SESONKE *Ingeniería de reactores*. Editorial Reverté, 1990.

